

# 中国电力百科全书

核能及新能源发电卷



中国电力出版社

# 目 录

前言

凡例

核能及新能源发电卷序言

条目分类目录

彩图插页目录

正文 ..... 1~413

条目汉字笔画索引 ..... 414

条目外文索引 (INDEX OF ARTICLES) ..... 418

内容索引 ..... 423

附录:

    世界核电厂一览表 ..... 435

    世界已关闭的核电机组一览表 ..... 449

# 条 目 分 类 目 录

## 说 明

一、本目录供分类查检条目之用。

二、有的条目有多种属性，可能在几个分支学科和分类中出现。例如“核燃料”条既列入核电厂材料、系统和设备分支，又列入核燃料循环分支。

三、参见条（虚条）的页码采取虚实条兼注的方式，即参见条页码在括号外，被参见条页码在括号内。

四、凡加有 [ ] 者，不是条目标题，而是分类集合的提示词。例如 [核电厂控制系统]、[压水堆冷却剂系统设备]。

### [概论]

核能 .....	207
反应堆 .....	58
核能发电 .....	207
核电发展史 .....	200
核电厂 .....	160
秦山核电厂 .....	281
大亚湾核电厂 .....	21
核电厂安全性 .....	162
三里岛核电厂事故 .....	298
切尔诺贝利核电厂事故 .....	280
核电厂可靠性 .....	179
核电厂经济性 .....	177
先进核电厂 .....	341
核能供热 .....	209
核燃料资源 .....	226
钚的利用 .....	12
核电规划 .....	201
核电基础结构 .....	202
核电科学研究 .....	204
核能教育 .....	211
核电厂经济分析 .....	176
核燃料循环成本 .....	225
核电成本 .....	198

### [核能国际关系]

国际原子能机构 .....	152
国际核贸易 .....	150

### [核能学术交流]

国际核信息系统 .....	151
核能学术期刊 .....	212
核能国际会议 .....	210
世界核电营运者协会 .....	313
中国核学会 .....	396
美国核学会 .....	272
欧洲核学会 .....	276
原子能法 .....	379
新能源 .....	345

### [基础理论]

核物理 .....	236
原子核 .....	379
核素 .....	236
同位素(见核素) .....	333(236)
放射性 .....	96
结合能 .....	245
核反应 .....	206
中子与物质的相互作用 .....	400
中子核反应截面 .....	396
聚变反应 .....	247
裂变反应 .....	265
中子源 .....	401
反应堆物理 .....	88
链式反应 .....	263
中子扩散 .....	397
中子慢化 .....	398
反应堆临界 .....	73

临界质量(见反应堆 临界).....	270(73)
反射层节省 .....	57
反应堆动态学 .....	69
反应性 .....	94
反应性控制 .....	95
控制棒 .....	252
反应性系数 .....	95
裂变产物毒性 .....	265
反应堆稳定性 .....	85
燃料 .....	285
转换比 .....	409
堆芯寿期 .....	46
换料方案 .....	242
反应堆物理计算 .....	89
反应堆物理实验 .....	90
反应堆热工学 .....	80
反应堆释热 .....	81
裂变能 .....	268
堆内部件释热 .....	34
堆芯剩余释热 .....	45
反应堆传热 .....	65
堆内导热 .....	35
堆内换热 .....	38
临界热流密度 .....	270
堆内输热 .....	41
反应堆流体力学 .....	75
单相流 .....	23
两相流 .....	263
流动压降 .....	270
临界流 .....	269
反应堆热工设计 .....	77
反应堆稳态热工设计 .....	85
反应堆动态热工分析 .....	66
反应堆热工实验 .....	77

#### [核电厂材料、系统和设备]

反应堆材料 .....	62
核燃料 .....	218
燃料(棒)包壳材料 .....	286
燃料组件结构材料 .....	293

堆芯结构材料 .....	44
反应堆压力容器材料 .....	92
无延性转变温度 .....	340
主管道材料 .....	405
压水堆蒸汽发生器传热管材料 .....	364
反应堆冷却剂材料 .....	72
反应堆控制材料 .....	71
反应堆慢化剂材料 .....	75
反应堆屏蔽材料 .....	76
反应堆材料辐照效应 .....	63
反应堆结构力学 .....	70
反应堆水化学 .....	81

#### [核电厂电气设备]

核电厂厂用电系统 .....	166
核电厂安全级电气设备 .....	162
核电厂汽轮发电机 .....	184
压水堆核电厂 .....	357
压水堆本体 .....	353
燃料组件 .....	288
控制组件 .....	254
堆内构件 .....	37
控制棒驱动机构 .....	252
压水堆压力容器 .....	361
核蒸汽供应系统 .....	237
核岛(见压水堆核电厂).....	160(357)
一次冷却剂系统 .....	369
一回路(见一次冷却剂 系统) .....	370(369)
化学和容积控制系统 .....	238
硼回收系统 .....	277
余热排出系统 .....	378

#### [压水堆冷却剂系统设备]

蒸汽发生器 .....	388
压水堆一次冷却剂泵 .....	362
稳压器 .....	339
一回路卸压设备 .....	370
专设安全设施 .....	407
安全注射系统 .....	9
安全壳 .....	2
安全壳喷淋系统 .....	5
安全壳氢复合系统 .....	6



安全壳通风净化系统 .....	6
安全壳隔离系统 .....	5
辅助(应急)给水系统 .....	138
重要厂用水系统 .....	405
[压水堆辅助系统]	
设备冷却水系统 .....	299
乏燃料贮存池冷却和净化系统 .....	57
[放射性废物处理系统]	
废气处理系统 .....	106
废液处理系统 .....	107
固体废物处理系统 .....	148
[燃料装卸贮存系统]	
燃料装卸搬运系统 .....	288
新燃料贮存架 .....	351
乏燃料贮存池 .....	56
二回路 .....	50
常规岛(见压水堆核电厂) ...	16(357)
核汽轮机 .....	216
沸水堆核电厂 .....	108
重水堆核电厂 .....	401
压力管式重水堆本体结构 .....	352
石墨水冷堆核电厂 .....	309
石墨气冷堆核电厂 .....	307
改进型气冷堆核电厂 .....	139
高温气冷堆核电厂 .....	140
快中子增殖堆核电厂 .....	255
[核电厂的控制监测]	
反应堆仪表监测系统 .....	93
核功率测量 .....	206
中子探测器 .....	398
堆芯中子通量密度测量 .....	46
堆内温度测量 .....	42
控制棒位置指示 .....	254
反应堆压力容器水位测量 .....	93
噪声诊断系统 .....	385
核电厂一回路监测系统 .....	193
[核电厂控制系统]	
压水堆控制 .....	359
压水堆功率调节系统 .....	354
沸水堆控制 .....	110

重水堆控制 .....	404
气冷堆控制 .....	278
石墨水冷堆控制 .....	312
钠冷快中子增殖堆控制 .....	275
反应堆保护系统 .....	60
反应堆停堆系统 .....	84
专设安全设施驱动系统 .....	408
反应堆第二停堆系统 .....	66
反应堆保护参数 .....	59
反应堆保护装置 .....	62
堆芯保护系统 .....	43
[核电厂计算机应用]	
核电厂计算机控制 .....	172
核电厂信息处理计算机 .....	192
核电厂仿真机 .....	168
[核电厂控制室]	
主控制室 .....	406
应急控制室 .....	370
技术支援中心 .....	244
人因工程 .....	297
[核燃料与核燃料循环]	
核燃料 .....	218
铀 .....	371
金属铀 .....	247
二氧化铀 .....	51
碳化铀 .....	328
钚 .....	11
钍 .....	333
铀钚混合陶瓷燃料 .....	372
铀钍混合陶瓷燃料 .....	378
弥散燃料 .....	272
核燃料循环 .....	223
铀矿地质 .....	376
铀矿石开采 .....	377
铀的提取和精制 .....	375
铀的化学转换 .....	374
铀的富集 .....	372
[燃料元件制造]	
水冷堆燃料组件制造 .....	314
快中子增殖堆燃料组件制造 .....	260

高温气冷堆燃料元件制造 .....	142
石墨气冷堆燃料元件制造 .....	308
燃料组件辐照性能 .....	290
核燃料后处理 .....	220
乏燃料(见核燃料后处理) .....	53(220)
乏燃料运输 .....	53
乏燃料贮存 .....	55
临界安全 .....	268
放射性废物处理 .....	98

## [核电厂建设和运行]

### [核电厂建设]

建设前期工作 .....	245
可行性研究 .....	251
厂址选择 .....	16
地质 .....	33
地震 .....	32
气象 .....	279
水文 .....	316
人口密度 .....	296
环境影响报告 .....	239
安全分析报告 .....	1
工程服务 .....	145
项目管理 .....	343
工程设计 .....	146
总平面布置 .....	409
采购 .....	14
施工 .....	306
调试 .....	328
验收 .....	367
质量保证 .....	392

### [核电厂运行和检修]

运行特点 .....	382
运行组织与人员培训 .....	384
运行规程 .....	381
核电厂正常起动与停闭 .....	197
运行工况 .....	380

### [运行监督]

燃料元件破损监测 .....	287
蒸汽发生器传热管破损监测 .....	391
回路水质管理(见反应堆水	

化学) .....	242(81)
运行性能指标 .....	383
维修 .....	338
核设备在役检查 .....	229
核电厂燃料管理 .....	184
核电厂退役 .....	191

## [核电厂安全管理]

核电厂安全要求 .....	165
纵深防御原则 .....	412
安全系统设计准则 .....	7
核安全等级 .....	157
核安全管理机构 .....	159
中国核安全管理机构 .....	395
外国核安全管理机构 .....	335
核安全法规 .....	159
中国核安全法规 .....	393
外国核安全法规 .....	335
国际原子能机构安全标准 .....	152
国际核安全公约 .....	149
核电厂安全管理 .....	161
核电厂安全许可证制度 .....	163
核电厂建设安全监督 .....	174
核电厂运行安全监督 .....	196
核电厂防火 .....	167
核电厂实体保卫 .....	186
核电厂事故分析 .....	187
核电厂事故分类 .....	186
设计基准事故 .....	300
严重事故 .....	366
核电厂事故分析方法 .....	188
核事故应急管理 .....	233
核事故应急计划与准备 .....	235
核事故应急措施 .....	231
核事故后恢复措施 .....	230

## [核电厂辐射防护和环境保护]

辐射防护 .....	122
辐射防护标准 .....	124
辐射量和单位 .....	133
辐射防护基本原则 .....	125

辐射防护技术 .....	127	太阳能电池 .....	319
核电厂分区管理 .....	170	单晶硅太阳能电池 .....	22
辐射屏蔽 .....	136	多晶硅太阳能电池 .....	48
辐射安全分析 .....	121	非晶硅太阳能电池 .....	104
辐射监测 .....	131	化合物半导体太阳能电池 .....	237
辐射监测仪表 .....	132	光电化学电池 .....	149
工作场所辐射监测 .....	147	太阳能电池发电系统 .....	323
个人剂量监测 .....	144	生物质能 .....	304
辐射环境监测 .....	129	生物质能资源 .....	304
核电厂流出物监测 .....	182	生物质发电系统 .....	303
放射性废物管理 .....	101	垃圾焚烧电站 .....	262
放射性废物处理 .....	98	沼气电站 .....	386
放射性废物处置 .....	100	木煤气电站 .....	272
核电厂环境影响 .....	171	薪柴电站 .....	351
环境影响评价 .....	241	风能 .....	118
核电厂源项 .....	195	风能资源 .....	119
核电厂流出物大气扩散 .....	180	风力发电 .....	113
核电厂流出物水体扩散 .....	183	风力发电机组 .....	116
放射性核素环境转移 .....	102	风力发电储能系统 .....	115
人的辐射效应 .....	293	风力发电机集群 .....	115
放射性核素在人体内的代谢 .....	103	地热能 .....	29
辐射防护评价 .....	128	地热资源 .....	31
		地热发电 .....	27
		地热井与井口装置 .....	27
		闪蒸地热发电系统 .....	298
		双循环地热发电系统 .....	313
		全流式地热发电系统 .....	284
		羊八井地热电站 .....	368
		地热水防腐 .....	29
		地热水防垢 .....	30
		地热水回灌 .....	30
		地热开发环境保护 .....	28
		海洋能 .....	155
		潮汐能发电 .....	18
		波浪能发电 .....	10
		海洋温差发电 .....	156
		海流发电 .....	155
		海水浓度差发电 .....	155
		新能源联合发电系统 .....	350
		氢能发电 .....	282
[新能源发电]			
聚变能 .....	248		
聚变能资源 .....	249		
等离子体约束 .....	25		
等离子体不稳定性 .....	23		
等离子体加热 .....	24		
等离子体诊断 .....	26		
聚变实验装置 .....	250		
托卡马克聚变实验装置 .....	333		
激光聚变实验装置 .....	243		
裂变-聚变混合堆 .....	267		
太阳能 .....	317		
太阳能资源 .....	327		
太阳能热发电 .....	326		
集中式太阳能热发电 .....	243		
分散式太阳能热发电 .....	111		
太阳池发电装置 .....	317		
太阳能光发电 .....	324		

# 彩图插页目录

1. 帕吕埃尔压水堆核电站全貌 (法国) .....	1	26. 压水堆控制棒驱动机构 .....	13
2. 克雷·马尔维尔快中子增殖堆核电站 (法国) .....	1	27. 压水堆装卸料机 .....	14
3. 布热核电站鸟瞰 (法国) .....	1	28. AP600 先进压水堆核电站总体布置 .....	14—15
4. 苏联第一座核电站——奥布宁斯克核电站 .....	2	29. 先进沸水堆核电站总体布置 .....	16
5. 莱普罗角坎杜型重水堆核电站外观 (加拿大) .....	2	30. 沸水堆燃料组件 .....	17
6. 皮克灵重水堆核电站全景 (加拿大) .....	2	31. 沸水堆压力容器和堆内构件 .....	17
7. 别洛雅尔斯基核电站 (俄罗斯) .....	3	32. 沸水堆控制棒驱动机构 .....	18
8. 以管理良好著称的芬兰洛维萨压水堆核电站 .....	3	33. 重水堆燃料元件 .....	19
9. 比布利斯压水堆核电站鸟瞰 (德国) .....	3	34. 重水堆装卸料机 .....	19
10. 在联邦德国 Hamm - Uentrop 的 THTR300 高温气冷堆参考电厂 .....	4	35. 重水堆核电站一、二回路流程示意图 .....	20—21
11. 福岛第二核电站 (日本) .....	4	36. CANDU6 重水堆核电站总体布置 .....	22—23
12. 帕洛弗迪核电站 (美国) .....	4	37. 快中子增殖堆本体结构 .....	24
13. 秦山核电站全貌 (中国) .....	5	38. 克雷·马尔维尔快中子增殖堆堆芯 .....	25
14. 大亚湾核电站远眺 (中国) .....	5	39. 快中子增殖堆蒸汽发生器 .....	25
15. 链式裂变反应示意图 .....	7	40. HTR500 高温气冷堆核电站总体布置 .....	26—27
16. 1300 MW 压水堆核电站总体布置图 .....	6—7	41. 高温气冷堆装卸料系统 .....	27
17. 压水堆本体结构 .....	8	42. 用于培训操纵员的核电站仿真机 .....	28
18. 压水堆冷却剂系统 .....	9	43. 核电站仿真机在进行人员培训 .....	28
19. 压水堆堆内构件 .....	9	44. 核电站主控制室 .....	29
20. 压水堆燃料组件 .....	10	45. 大亚湾核电站主控制室 .....	29
21. 汽水分离再热器 .....	10	46. 乏燃料贮存水池 .....	30
22. 压水堆蒸汽发生器 .....	11	47. 压水堆燃料组件装配 .....	30
23. 稳压器 .....	11	48. 核燃料富集用铀同位素分离扩散机群 .....	31
24. 压水堆冷却剂泵外观 .....	12	49. 铀矿石样品 .....	31
25. 压水堆冷却剂泵剖视 .....	12	50. 秦山核电站施工现场夜景 .....	32
		51. 大亚湾核电站施工现场全景 .....	32
		52. 核电站施工中的大型起重吊车 .....	33
		53. 核厂房中的环形吊车正在安装中 .....	33

54. 蒸汽发生器在转运中 .....	34	裂变室和电离室（左） .....	37
55. 在反应堆压力容器顶盖上安装控 制棒驱动机构的情景 .....	34	66. 托卡马克聚变装置——中国环流 器一号 .....	38
56. 反应堆压力容器安装 .....	34	67. 建于西藏阿里地区的 10 kW 太阳 能光伏电站 .....	38
57. 核电汽轮机在安装中 .....	35	68. 新疆达坂城风力发电厂 .....	38
58. 核电厂汽轮机厂房 .....	35	69. 羊八井地热电站四号机组扩建中 的场景 .....	39
59. 长达 50 m 的核电厂除氧器 .....	35	70. 风力发电试验站 .....	39
60. 核电厂固体废物处理装置 .....	36	71. 法国朗斯潮汐电站全景 .....	40
61. 核电厂废气过滤除碘装置 .....	36	72. 江厦潮汐电站 .....	40
62. 核电厂辐射控制系统的装置 .....	36	73. 联邦德国 Geiselbullach 垃圾焚烧 电站 .....	40
63. 核电厂环境贯穿辐射监测 .....	37		
64. 核防护器械和衣具 .....	37		
65. 核辐射探测器件：计数管（右），			



anquan fenxi baogao

## 安全分析报告 (safety analysis report, SAR)

核电厂营运单位(许可证申请者)在核电厂建造和运行前,向国家核安全当局提交的文件。根据核电厂建设的各个阶段,安全分析报告分为初步安全分析报告(preliminary safety analysis report, PSAR)、最终安全分析报告(final safety analysis report, FSAR)和修订的最终安全分析报告(revised final safety analysis report, RFSAR)。

编制安全分析报告的目的是向国家核安全当局报告拟建核电厂在建造和运行时能保证安全,并能保障工作人员和公众的健康和保护环境。国家核安全当局根据该报告评定核电厂能否获得建造许可证或运行许可证。

根据中国现行的核安全法规,核电厂营运单位在核电厂建造前必须向国家核安全局提交《建造申请书》、《初步安全分析报告》以及其他有关的资料。经审核批准后,取得《建造许可证》,方可动工建造。在核电厂首次向堆芯装载核燃料前,核电厂营运单位必须向国家核安全局提交《首次装料申请书》、《最终安全分析报告》以及其他有关的资料。经审核批准,取得《首次装料批准书》后,方可装载核燃料进行调试。从核电厂首次达到满功率之日起,经过12个月的试运行,营运单位向国家核安全局提交《修订的最终安全分析报告》以及其他有关的资料,经审核批准,获得《运行许可证》后,方可正式运行。

《安全分析报告》的内容包括核电厂的总说明,设计、事故分析以及为了尽量减小核电厂工作人员和公众遭受风险程度所采取的措施等方面的资料。

核电厂概述 叙述核电厂的类型及机组的数量,厂址的位置,核蒸汽供应系统和安全壳的类型及其设计者,预定竣工日期和每一机组投入商业运行的日期。此外,还应对厂址主要特征进行扼要说明,并对电厂设计作简要说明,包括主要设计准则、运行特征和核蒸汽供应系统的安全考虑,以及主要系统的简要叙述,如专设安全设施和应急系统,仪表、控制及电气系统,能量

转化系统,燃料贮存和装卸系统,冷却水及其他辅助系统和放射性废物管理系统。

厂址特征 给出厂址及附近的地质、水文、气象及地震资料,详细说明厂址位置及附近人口分布、土地使用和经济情况。并应描述附近的工业、运输和军事设施,评价潜在事故(如火灾、爆炸、可燃蒸气云雾)对核电厂的可能影响。

构筑物、部件、设备和系统的设计 简述安全重要的构筑物、系统和部件的设计准则,说明如何满足法规中提出总的设计准则要求:①对安全重要的构筑物、系统和部件,必须作抗地震分类,和说明已设计成能承受安全停堆地震。②对安全重要的流体系统和部件,须作质量分组和说明为达到该质量水平所采用的设计特点和方法。③对构筑物、系统和部件须说明能承受电厂内部产生飞射物(如汽轮机和自然现象引起的飞射物)的设计依据。④根据反应堆运行工况的分类,划分机械系统和部件的瞬态或瞬态组合,提出应力分析的计算机程序清单。评定事故工况须考虑的问题及其荷载的计算方法。⑤对管道系统、机械设备和堆内构件,给出在振动荷载下为保证结构和功能完整性所采用的准则、试验程序和动力分析。⑥给出泵和阀门的试验大纲以及抗震Ⅰ类仪表、电气设备及其支承结构的抗震鉴定准则、方法和程序。⑦对机械、电气设备,给出有关环境状况和设计依据的资料等。

反应堆 提出反应堆在设计寿期内所有正常工况(稳态和瞬态)及事故工况下执行其安全功能能力的评价和支持性资料。给出燃料系统、堆内构件和反应堆控制系统的机械、核、热工与水力学设计和材料选择的简述。

反应堆冷却剂系统及其连接的系统 简要描述系统及其部件。论证反应堆冷却剂系统能达到设计目标并在正常和事故工况下仍能保持其完整性。对于反应堆容器,给出基本设计的简述,列出适用的设计规范和依据,并给出足够详细的数据,以说明用于堆容器的材料、制造方法和检查技术符合所有适用的规范。给出对反应堆冷却剂泵、蒸汽发生器、冷却剂管道、余热排出系统和稳压器的性能要求和设计特性的描述。

专设安全设施 论述专设安全设施的材料,以及材料的相互影响可能对这些设施运行的损害。对于安全壳系统,说明安全壳的设计依据、特点和评价,安全壳中可燃气体的控制。简述应急堆芯冷却系统,给出该系统的所有子系统及其设计依据。提供详细资料说明裂变产物排除系统的运行性能。对于控制室可居留系统(包括屏蔽、空气净化系统、气候条件的控制、食物和水的贮存以及厨房和卫生设施),应说明确定其功能设计及其特性的依据。对于2级和3级(即质量B组

和 C 组) 部件, 应说明其在役检查大纲。

**对于沸水堆核电厂**, 应说明对主蒸汽管道隔离阀泄漏控制系统拟采用的设计依据和准则, 以及系统的初步设计和运行。

**仪表和控制** 重点说明构成反应堆保护系统的仪表及其相关设备, 提供调节系统和仪表装置的分析。确定设计安全准则, 提供保护系统功能技术设计依据的说明。这些系统包括事故停堆、专设安全设施、安全停堆、安全所需的全部其他仪表控制系统和安全相关显示信息控制仪表。

**电力** 简述核电厂厂用电系统和保安电力系统与电力系统的联系方式, 包括厂内外供电系统。确定安全负荷及所执行的安全功能, 说明所要求的电源类型(交流或直流), 提供安全相关的电力系统中遵循的设计依据、准则、法规、标准和其他文件。

**辅助系统** 对反应堆安全停堆或保护公众健康必不可少的系统应予以说明, 包括各系统和主要部件的设计依据。重点在对于反应堆及安全设施的可能影响和放射性物质的控制。这些系统包括燃料贮存与装卸、供水、空调、加热、冷却、通风、消防、通信、照明以及堆工艺辅助系统。

**蒸汽电力转换系统** 概述系统的主要设计特点, 表明该系统在正常运行或瞬态工况下能完成功能而不会影响核电厂的安全。给出系统总流程图和重要的设计和工作特性的摘要。

**放射性废物管理** 论述核电厂控制、收集、输送、贮存、处理和处置含有放射性物质的气体、液体和固体废物的能力, 以及监测放射性废物释放的仪器仪表。提供反应堆正常运行及发生预期运行事件时的源项及其计算模型和参数。给出废气、废液和废物管理系统的设计依据、释放准则和容许释放率。

**辐射防护** 给出核电厂在正常工况下和预期运行事件中的辐射防护方法以及对建造人员、操作人员所受辐射剂量的估计资料。论证职业性辐照符合合理可行尽量低的原则。叙述包含在放射性废物处理系统各项设备中的辐射源和其他辐射源, 如堆芯、乏燃料贮存池及各种辅助系统等。说明辐射防护特点并给出保健物理大纲。

**运行管理** 给出核电厂生产准备工作和运行计划的资料。①说明负责核电厂设施的设计、审查、批准、施工管理、试验及运行等各项任务的机构及其职责, 工作人员数量和合格条件; ②提出核电厂工作人员培训大纲; ③提出应急计划及其执行机构; ④提出对运行阶段安全重要活动的审评和检查计划; ⑤提出在常规运行、非正常运行和应急活动中所采用的管理规程、运行规程和维修规程; ⑥提出核电厂实体保卫的具体计划。

**调试大纲** 核蒸汽供应系统以及其他辅助系统的构筑物、系统和部件的调试大纲, 包括运行前试验、初始装料和初始临界、低功率试验和提升功率试验等阶段。初步安全分析报告叙述调试大纲总计划。最终安全分析报告应进一步说明: ①调试大纲将由足够的合格人员完成; ②将予实施的行政管理办法; ③对电厂运行和技术人员的培训; ④对应急程序适用性的验证。此外, 应就调试大纲的范围、进度、采用的法规、试用的电厂运行和应急程序、所利用的其他核电厂调试经验等提供专门资料。

**事故分析** 对假设的核电厂运行过程参数波动和设备误动作或故障, 进行响应分析和安全评价, 以确定运行限值、安全系统整定值和部件与系统的运行技术条件。这些分析是国家核安全管理部门为颁发核电厂建造和运行许可证的审评重点。许可证申请者应对假想的瞬态和事故进行分类, 对各个初始事件逐一评价。对典型的初始事件, 如反应堆冷却剂系统流量减少、功率分布异常、未能紧急停堆的预期瞬变等, 均应按照规定的格式予以评价。

**技术规格书** 核电厂运行许可证的申请者应提交拟采用的技术规格书及其依据, 经国家核安全管理当局审查并修改后, 作为运行许可证的限值和条件。核电厂许可证申请者应分阶段提出初步和最终技术规格书, 包括数据、曲线、图表及其他数据。

**质量保证** 核电厂许可证申请者应制订一份质量保证大纲 (quality assurance programme), 并说明在设计、建造和运行中如何实施该大纲。质量保证大纲的实施, 要求建立管理和指导的机构, 明确规定其职责、权限及内外联络渠道。大纲的内容包括文件 (如程序、细则和图纸)、设计、采购、物项 (包括材料、零件、部件、系统、构筑物及计算机软件)、工艺过程、检查和试验、不符合项的管理、采取的纠正措施、记录 (包括审查、检查、试验、监查、工作执行情况的监督、材料分析结果、电厂运行日志及与质量有关的资料等) 和监查。

**人因工程** 核电厂许可证申请者在初步安全分析报告中提供的资料, 应保证核电厂的最终设计符合设计准则和适用的人因工程原则, 并留有足够安全裕度。在最终安全分析报告中, 提出最终设计符合设计准则和适用的人因工程原则的证据。

(任常平)

anquangiao

**安全壳 (containment)** 用来包容压水堆冷却剂系统及某些安全重要系统的构筑物。安全壳应设计成能经受事故条件下所导致的各种静态和动态载荷,

包括在最大失水事故条件下（如冷却剂主管道的双端断裂），由于冷却剂的喷放所造成的内压。安全壳作为最后一道屏障（见纵深防御原则），用以防止在事故条件下放射性物质向环境释放。同时，安全壳也用以保护反应堆系统抗御外部事件（如飓风、飞射物撞击等）。

从对付失水事故时漏出的水蒸气所产生的压力来分，安全壳有三种基本类型，即大型干式安全壳、冰凝式安全壳和鼓泡/凝结式安全壳。从防止放射性物质向环境泄漏的角度安全壳可分为单层和双层两种。从建筑结构上又可分为钢制和混凝土制两类。目前，世界上大型压水堆核电厂采用最多的是预应力混凝土圆柱型单层大型干式安全壳。

预应力混凝土安全壳 60年代中期，法国首先采用带有薄钢板衬里的预应力混凝土安全壳，其后在美国等国家推广，并有所发展。按发展时间先后大致有三种形式：①第一种预应力混凝土圆筒形安全壳采用扁拱顶，布置了三组互成120°的预应力钢索，筒壁环向预应力钢索锚固在六个扶壁上，竖向预应力钢索上端锚固在顶端环梁上，下端锚固在安全壳底板中设置的环形廊道顶部（见图1）。②第二种预应力混凝土安全壳将扶壁数量减少到三个，为工艺布置留出较多的工艺管道及电气贯穿件开孔所需的位置。环向预应力钢索锚固在相隔240°的扶壁外侧而穿过了一个中间扶壁的内侧，这样锚头亦大为减少。设计中充分发挥普通钢筋的作用，使筒壁预应力有所降低。③第三种预应力混凝土安全壳将拱顶改为半球形，省去了环梁，拱顶的预应力钢索与筒壁竖向钢索合而为一，呈倒U形，改善了安全壳结构的受力性能，因而比第二种更经济合理，钢索的长度超过150m，对施工技术要求较高。

这类安全壳是依靠本身巨大的容积再配以喷淋冷却系统来限制失水事故时大量水蒸气所产生的压力积聚。通常这种安全壳的设计压力为0.4~0.5MPa。整个构筑物用6mm的钢板焊起来作为内衬，用以防止蒸汽泄漏。一般要求安全壳在设计压力下24h内泄漏量应小于自由体积的0.1%~0.5%。

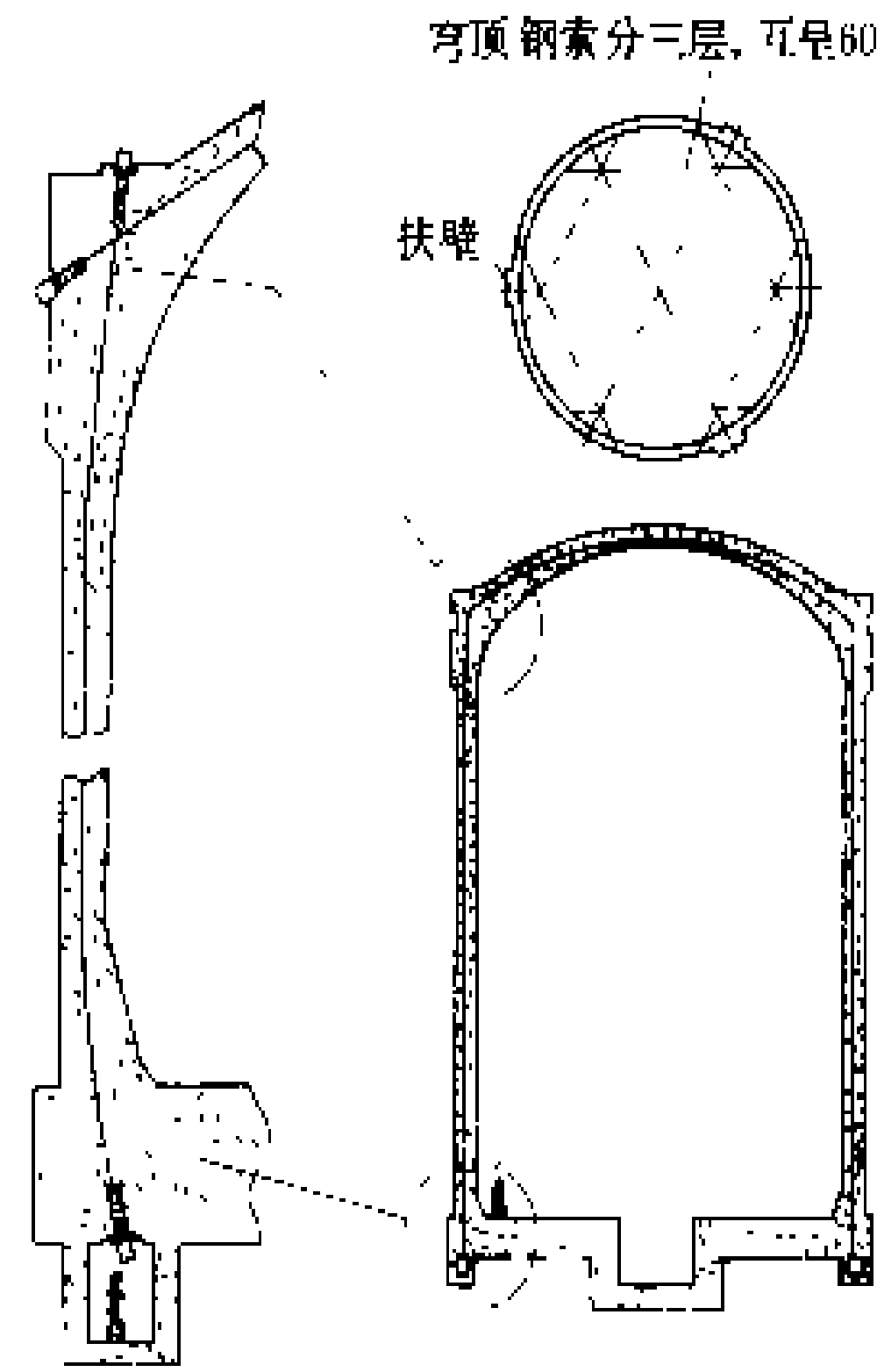


图1 预应力混凝土安全壳

其他类型安全壳 主要有：①冰凝式安全壳。将失水事故时产生的蒸汽导入冰冷凝器，使之冷却凝结，从而限制安全壳的最高压力（见图2）。冰凝式安全壳的

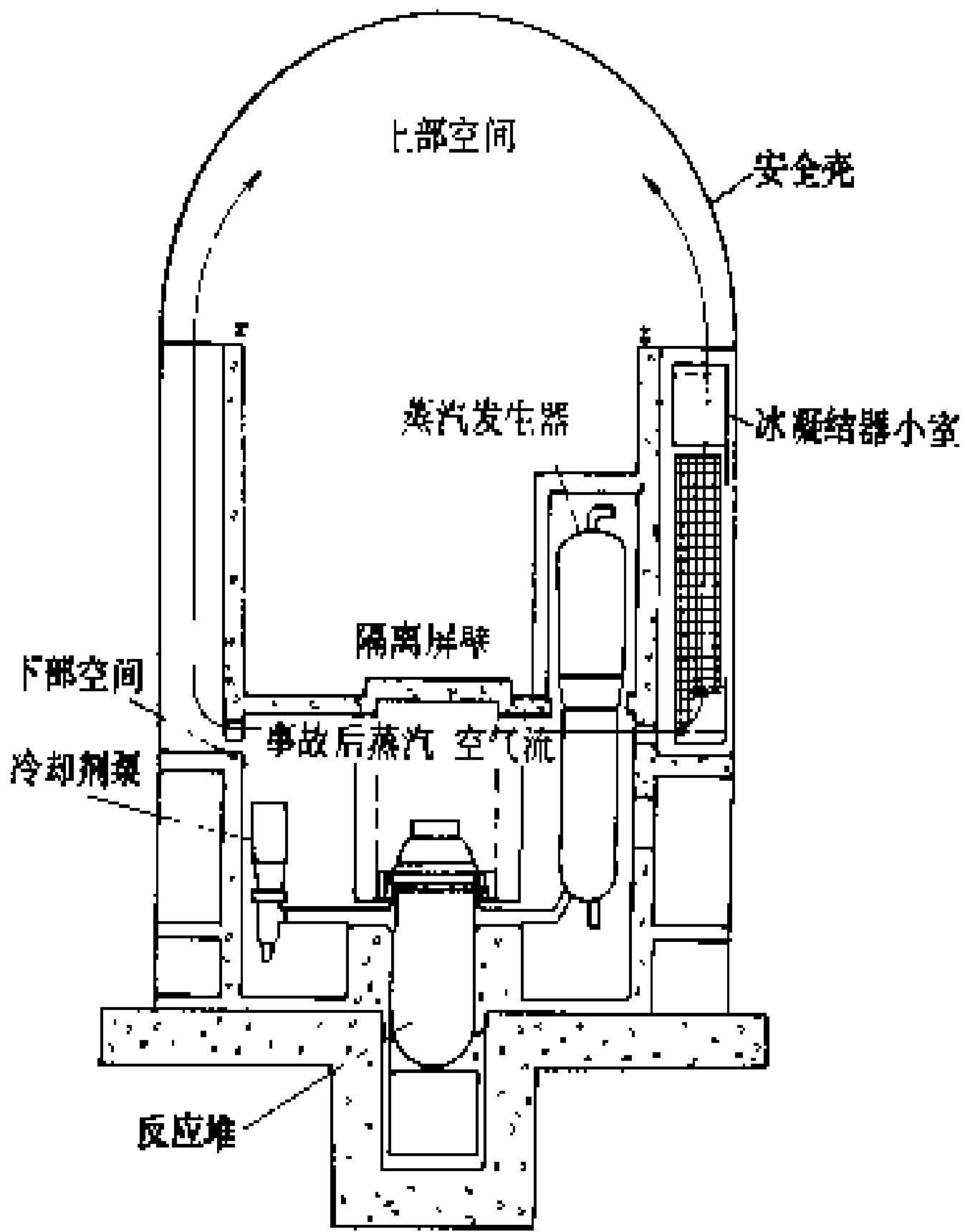


图2 冰凝式安全壳示意图

体积可比大型干式安全壳的小50%。②鼓泡/凝结式安全壳。其示意图见图3。为了降低安全壳的设计压

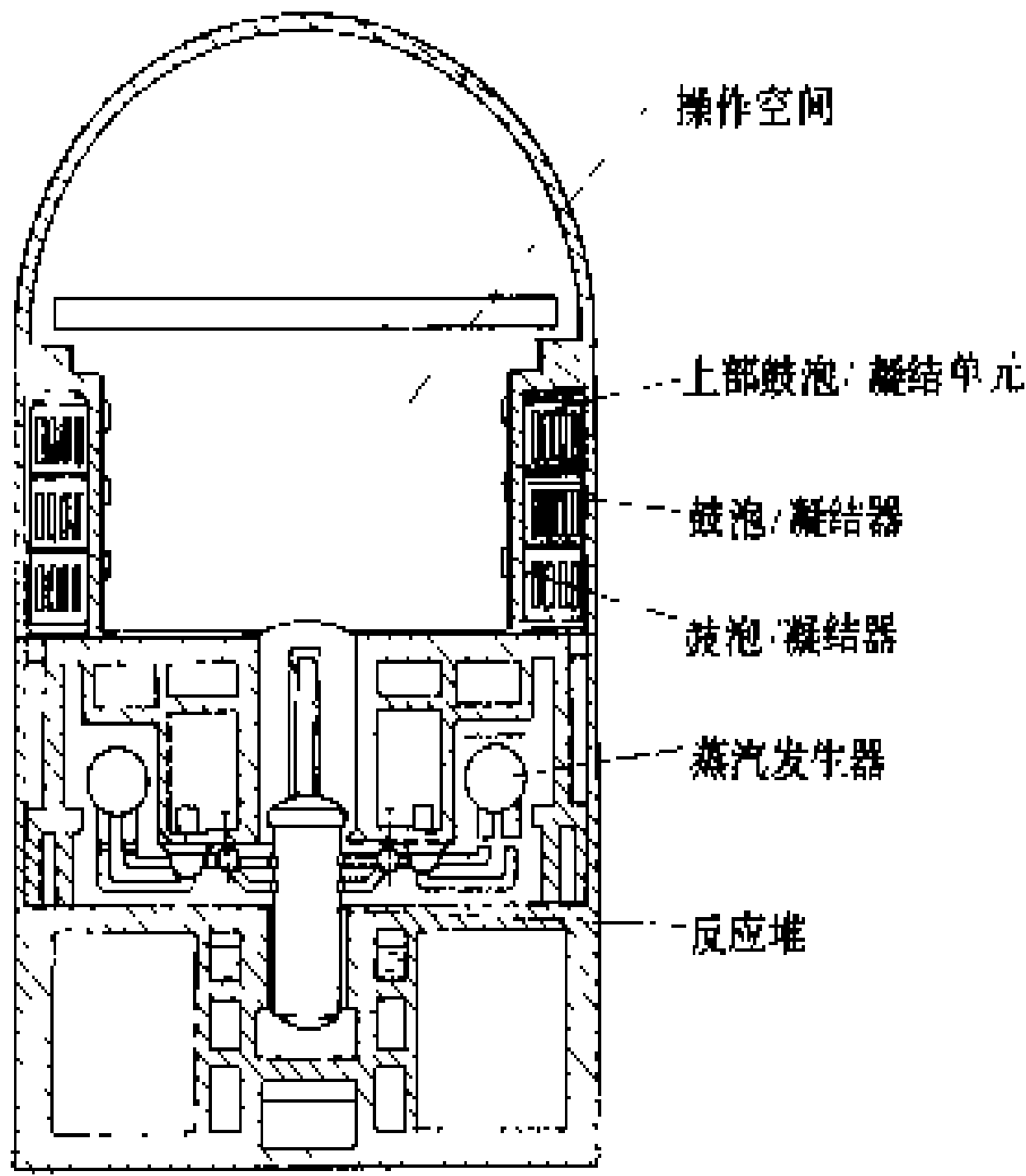


图3a BB3P213型反应堆的鼓泡/凝结式安全壳示意图

力，也可以将失水事故时产生的蒸汽—空气混合物导入一个池压水池（像所有沸水堆上采用的）或许多池压小室（苏联设计建造的BB3P-440或BB3P-1000均采用此方式）。经鼓泡后，将蒸汽凝结下来，而空气冷却后进入安全壳。在此过程中，蒸汽—空气混合物中的放射性颗粒及卤素大量被洗涤下来，减少了安全壳内的



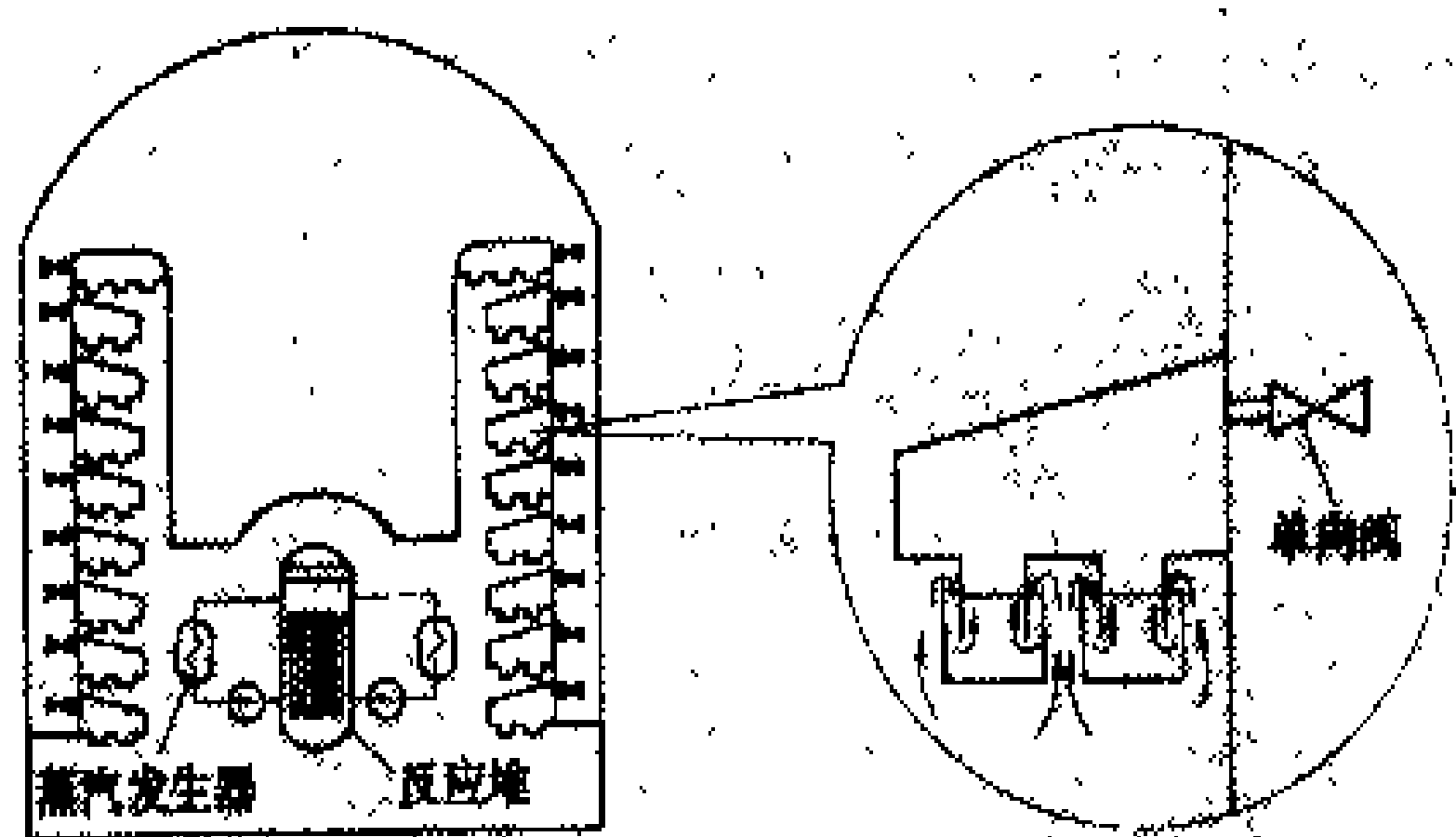


图 3b BB9P 的鼓泡/凝结塔

放射性,进而减少释放到环境中的放射性。③双层安全壳。其内层通常为钢结构,主要承受事故压力;其外层通常为钢筋混凝土结构,主要承受外界载荷。两层之间有一环形间隙,可保持一定负压,将从内层安全壳漏出的放射性气体经过滤器后由排气烟囱排出。德国的压

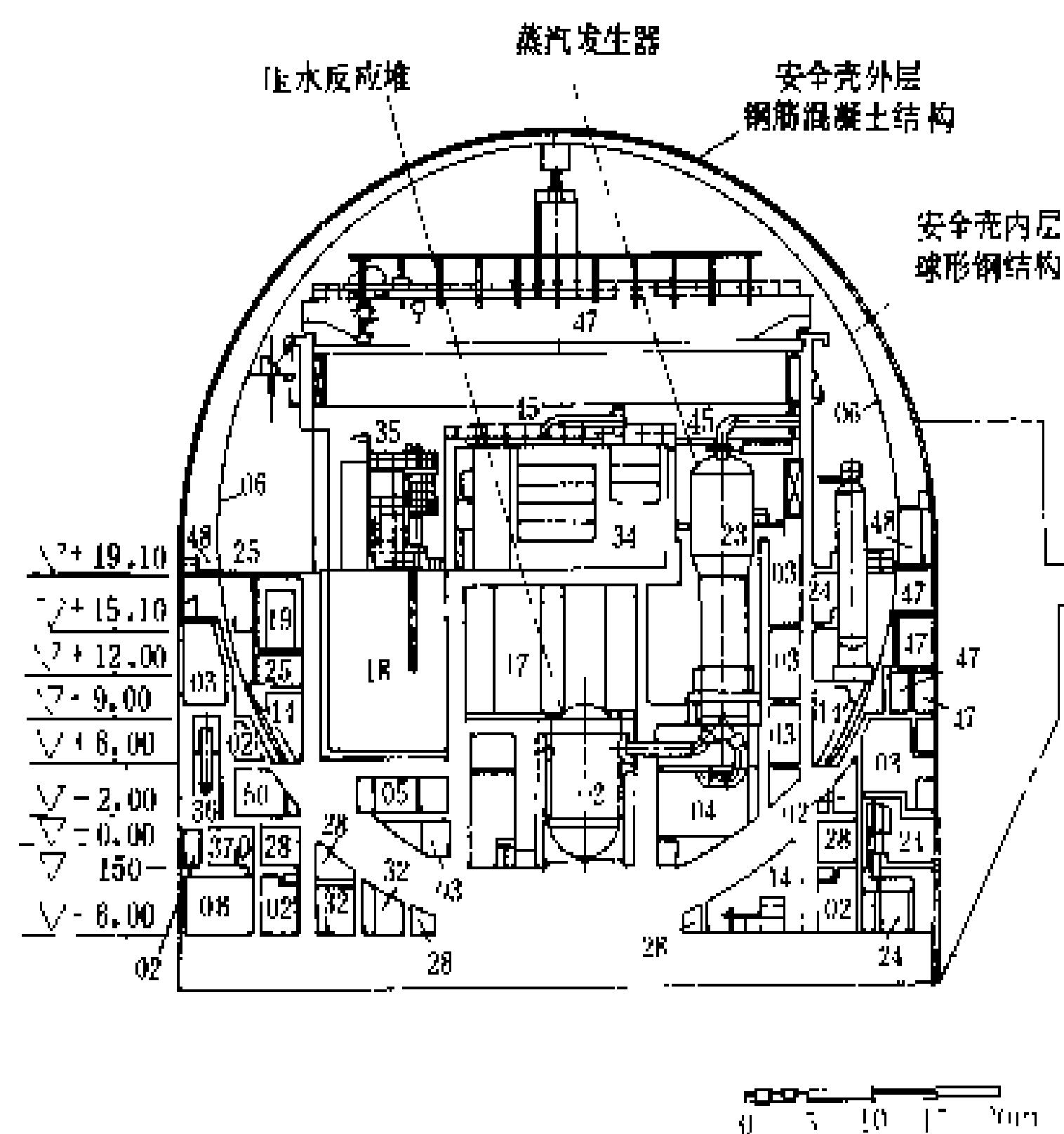


图 4 德国压水堆双层安全壳示意图

水堆核电站采用这类设计(见图4)。钢球壳直径53m,耐压0.59MPa,外层混凝土壳外径为59.2m。

**安全壳的辅助系统** 为了维持安全壳的完整性并实现其功能,应设置一系列的辅助系统,包括安全壳喷淋系统、安全壳隔离系统、冷却系统、空气净化系统、安全壳氢复合系统、管道与电缆的贯穿件、人员进出的空气闸门等。

为防止压水堆安全壳的超压破坏以及由此带来的放射性后果,欧洲有些国家安装了安全壳通风净化系统(FVCS)。该系统是一个与安全壳相连接的备用系统,其功能是当反应堆失水事故后,为防止安全壳内因压力积累过高而破坏,给安全壳提供一个卸压过滤装置。过滤装置的类型很多,有干式的,如法国所有压水

堆核电站已经或将要安装的砂堆过滤器(见图5),中国大亚湾核电站

砂堆直径7.31m  
砂粒直径0.6mm  
砂堆高0.8m

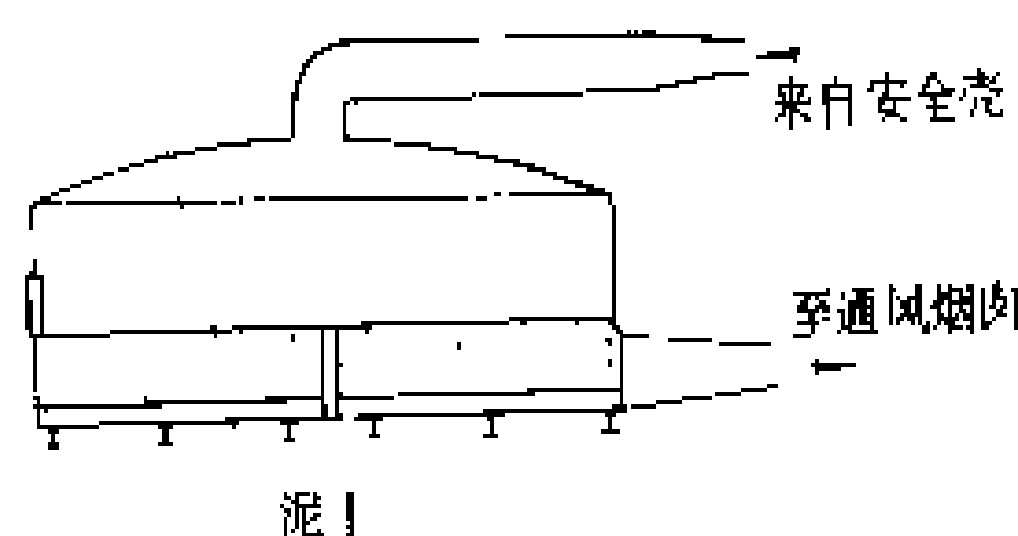


图 5 压水堆砂堆过滤器示意图

安装这类安全壳过滤通风系统尚没有明确的态度。

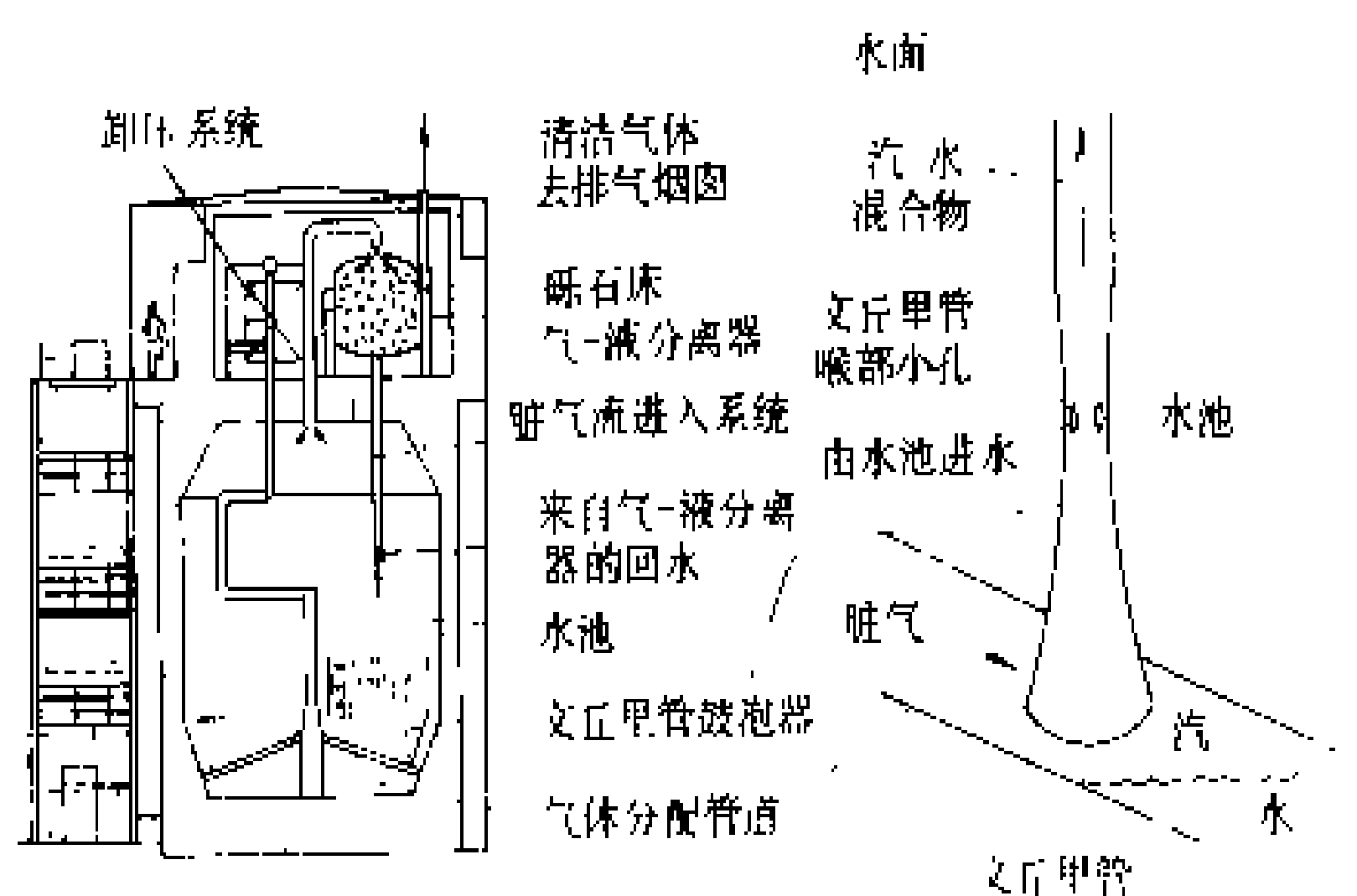


图 6 多头文丘里管洗涤系统示意图

从上述描述可以看出安全壳的有关系统是一个非常庞大、耗资很大的系统

新一代压水堆的安全壳概念设计 随着先进型压水堆设计发展,相应的安全壳的设计也有所发展,主要是简化系统,力求采用非能动部件来完成安全功能,这样既提高了安全性也可大大节省投资。例如美国发展的先进型压水堆 AP-600 (见先进核电站)采用非能动的空气冷却系统(见图7)。圆柱形钢安全壳建筑物四

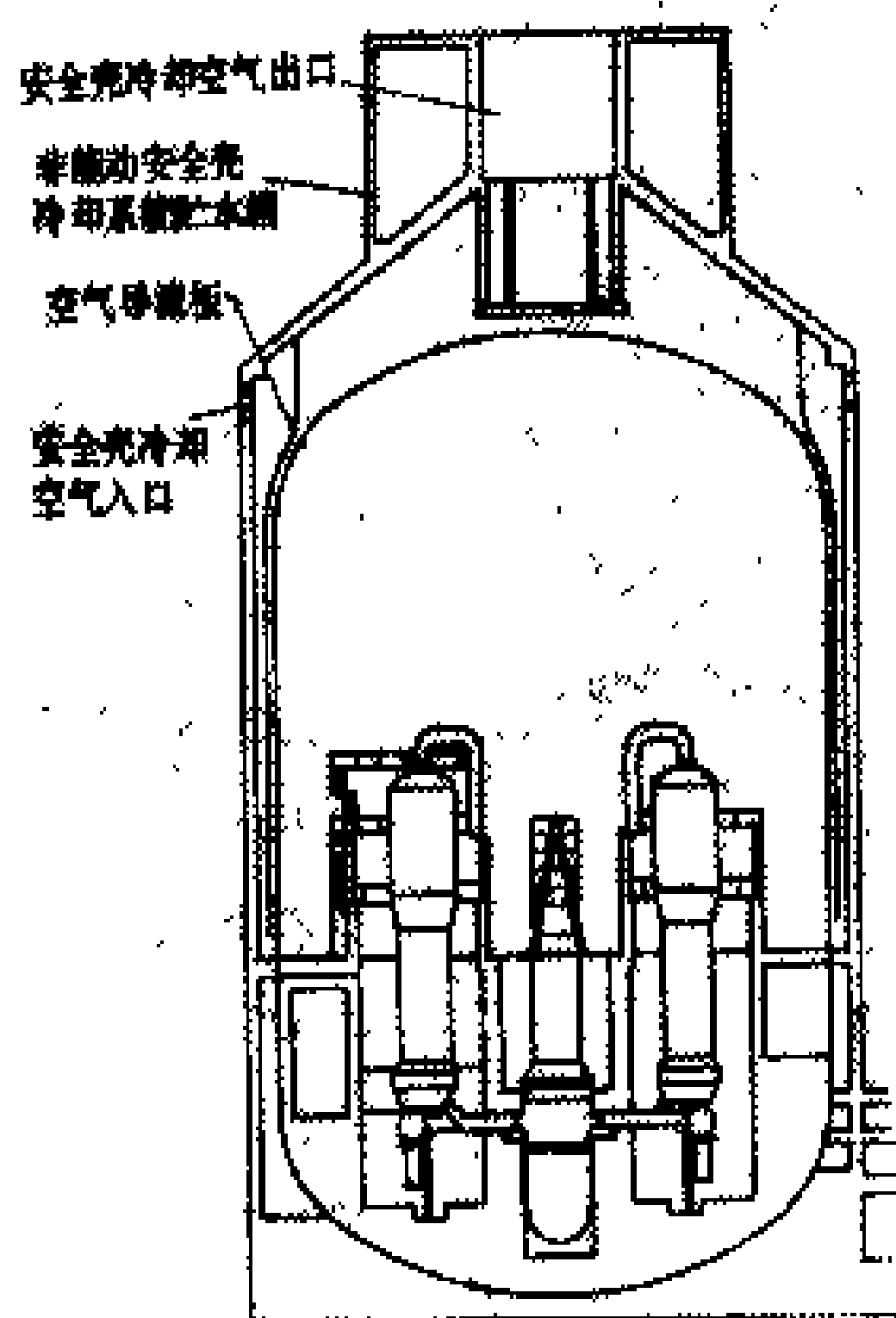
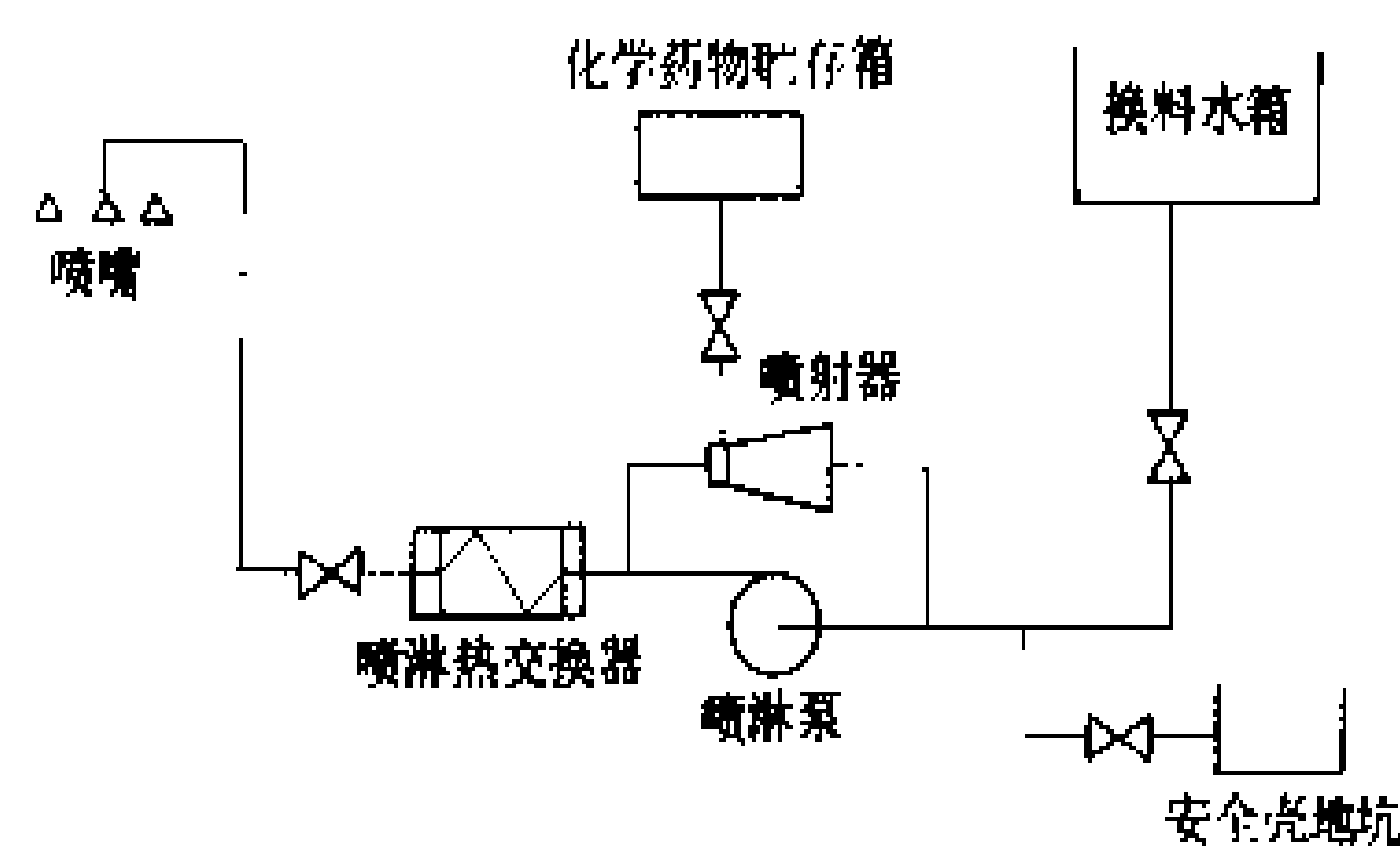


图 7 AP600 非能动安全壳冷却系统示意图

周围以带通风的混凝土屏蔽性建筑物,靠这两个构筑物之间的气流把安全壳壳体的热量带走。安置在顶部水箱中的水将依靠重力洒在钢壳体外表面上,可以在事故后的整整一天内通过这些水的蒸发提高传热系数。英、美联合设计的一体化压水堆 SIR,由于一回路系统采用了一体化的结构,因而有可能将体积较小的压力壳舱室作为安全壳的主要边界(见图8),将失水事故产生的蒸汽—空气混合物导至8个密闭的弛压水箱,弛压水箱的外表面为冷却肋片,由非能动式的空气冷却,小体积的安全壳系统设计压力为0.3MPa。弛压水箱不仅可兼作备用的非能动的余热排出系统和一次冷却剂的补给系统,因而大大提高了堆的事故安全性,同时有可能大大降低安全壳的造价。

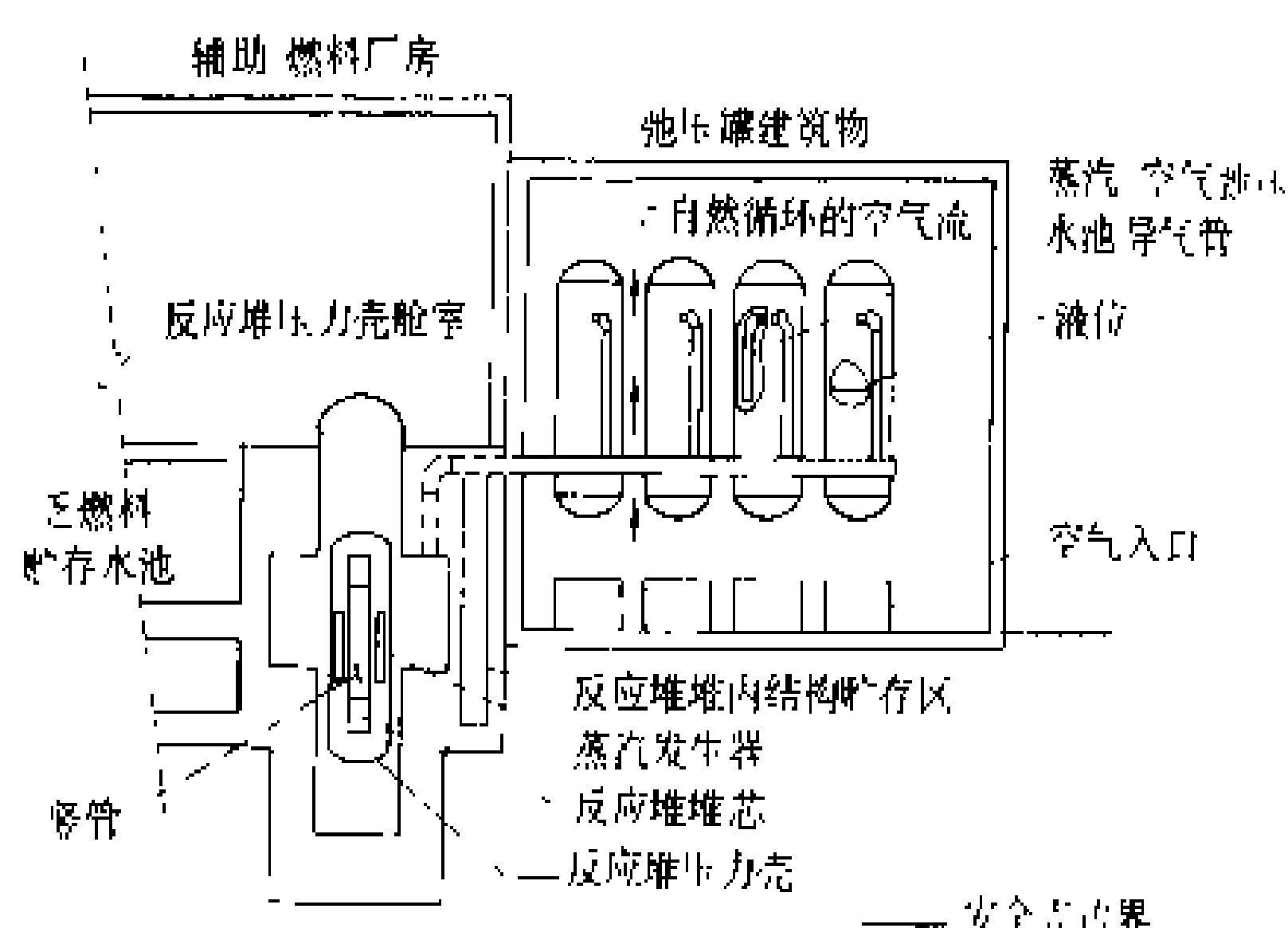
(正文)

### 安全壳喷淋系统 (containment spray system)



本系统通常由两个独立的、分隔的喷淋系列和一个共用的化学药物添加回路组成。两个喷淋系列可同时使用,以缩短处理事故的过程;其中任何一个系列失效时,都不会丧失系统的安全功能。

每个喷淋系列设置一台喷淋泵和一台喷淋热交换器。喷淋泵通常为离心式,每台泵设有小流量旁通管,以防止泵由于闭阀运行受到损坏和过热。要求把喷淋



(林伟贤 薛大知)

anquangiao geli xitong

**安全壳隔离系统** (containment isolation sys-

根据各工艺管道的具体情况，选用下列不同的隔离装置：①对贯穿安全壳的管道，在其紧靠安全壳的内、外两侧处，一般各设置一个自动动作隔离阀，使单一能动部件的故障不会妨碍安全壳的隔离；②对既不属于反应堆冷却剂压力边界的一部分，又不直接与安全壳内大气相通的管道，至少应在安全壳的外侧设置一个自动动作隔离阀；③对失水事故时仍需工作的专设安全设施系统，可用止回阀作为安全壳内侧的自动动作隔离阀。

设计要求: ①安全壳隔离阀本身及两隔离阀之间的管道, 如果构成反应堆冷却剂压力边界的一部分, 应

泵布置得低于安全壳地坑，以使泵有一定的净正吸入压头而避免发生汽蚀。某些核电厂的喷淋热交换器与余热交换器共用，也有一些核电厂不设置喷淋热交换器。化学药物贮存箱内的药物通常为 NaOH 溶液，由喷射器利用喷淋泵进出口压差喷入水中。喷淋系统的喷嘴通常为离心式，典型的喷嘴口径约为 10mm。喷嘴布置在安全壳内尽可能高的位置。为满足去除裂变产物的要求，应使喷淋液所覆盖的安全壳横截面积达到 90% 以上。喷淋液滴一般不超过 100 $\mu$ m。为降低安全壳压力，喷淋液滴应均匀分布在安全壳运行层以上至少 75% 的净自由容积内。

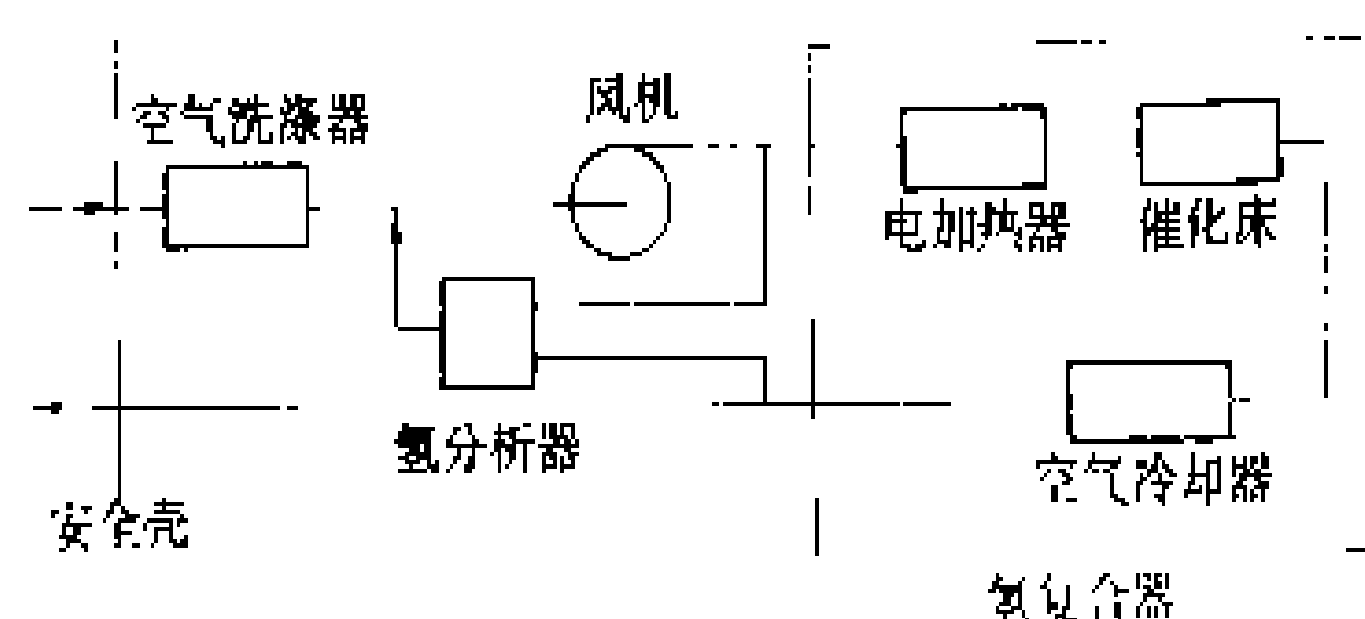
**注射工况** 发生失水事故和安全壳内主蒸汽管道破裂事故时，由安全壳高压信号起动喷淋泵，吸取换料水箱内的含硼水，经喷淋管线和喷嘴喷入安全壳内。发生失水事故后，由安全壳高放射性信号起动化学药物添加回路，由喷射器将化学药物贮存箱内的 NaOH 溶液注入喷淋水。

**再循环工况** 安全壳喷淋泵从安全壳地坑中吸水，唧送通过喷淋热交换器管侧，靠壳侧的设备冷却水排出热量。冷却后的水喷入安全壳内。安全壳地坑应设置过滤网，滤去 6.5mm 以上的颗粒，防止堵塞管嘴。安全壳地坑及其出口管的设计须保证泵吸水段不发生汽蚀。

(范鑫飞)

anquanqiao qingfuhe xitong

**安全壳氢复合系统** (containment hydrogen recombination system) 控制安全壳内大气中氢浓度不超过形成爆炸混合物限制值的系统。亦称安全壳消氢系统，系专设安全设施之一。安全壳内的氢气一般来源于失水事故时的锆水反应、金属材料腐蚀以及堆芯水因辐照而产生的分解。



安全壳氢复合系统流程原理图

本系统通常设置两个独立的、分隔的安全壳氢复合系列，每个系列设置一台空气洗涤器、一台风机和一台氢复合器，两个系列共用一台氢分析器（见图）。两个系列同时使用时，可以缩短处理事故的过程。其中一个系列失效时，不会丧失本系统的安全功能。

失水事故后，当安全壳内空气中氢气的体积浓度

达到约 1.5% 时，本系统投入运行。风机从安全壳的不同高度、不同方位以及可能积聚氢气的房间吸取空气，首先使之经过空气洗涤器（洗涤用水为除盐水），除去其中的可溶性放射性微尘、以及悬浮在空气中的氢氧化钠和硼酸等物质，再将这些气体送入氢复合器。氢复合器通常采用触媒催化原理，先由电加热器将洗涤后的空气加热到 310~330℃，然后使之进入贵金属（例如钯）催化床，使氢和氧复合成水蒸气。将除氢后的高温空气送入空气冷却器，冷却后送回安全壳。氢复合器的另一种型式是从安全壳内抽出空气，先电加热到 650~760℃，再送入反应室，将氢和氧复合成水蒸气。当氢复合器失效，或安全壳内氢气产生过多、超过氢复合器的容量时，由专设的排气阀，将安全壳内的部分空气排向大气，以降低安全壳内空气中的氢浓度。

有些核电厂不设置氢复合系统，通过安全壳通风净化系统和排气装置控制氢浓度。

氢气爆炸的危险浓度约为 4%，氢复合器容量的设计要求是一台氢复合器的投入，可使失水事故后安全壳内氢浓度保持不超过 2.5%。

为了防止失水事故后安全壳内局部区域的氢浓集，设置空气搅拌风机，使安全壳内的空气对流，实现氢气分布均匀化。安全壳喷淋系统的工作，对安全壳内的空气也有搅拌作用，有助于消除局部区域的氢浓集。

(范鑫飞)

anquanqiao tongfeng jinghua xitong

**安全壳通风净化系统** (containment ventilation and purge system) 为满足反应堆运行和停堆换料期间人员进入安全壳对环境空气所需的条件，以及参与失水事故后将空气冷却而设置的若干系统的总称。（见专设安全设施）

反应堆运行期间，由于一次冷却剂系统的散热，安全壳内的空气温度不断上升，同时，由于一次冷却剂系统的泄漏，安全壳内空气中含有放射性物质。通风净化系统的任务就是排出安全壳中空气的热量及去除其中的放射性物质。

安全壳冷却系统有安全壳空气冷却系统、工艺设备或设备房间通风冷却系统等，安全壳空气净化系统有安全壳空气循环过滤系统、安全壳清洗通风系统等（见图）。

**安全壳空气冷却系统** 用以排出安全壳内的热量，保持安全壳内温度一般不超过 50℃。这是考虑电气设备及仪表等能正常持续运行的需要。系统通常由风机、以冷冻水为介质的冷却装置、风阀及有关控制仪表等组成。

安全壳的空气冷却系统是否需在失水事故后发挥

功能,视核电厂具体设计情况而决定。该系统参与排除热量,能有效地抑制安全壳内压力上升。

**工艺设备或设备房间通风冷却系统** 用以在反应堆正常运行期间保持某些设备或设备房间的特定气温。例如,控制棒驱动机构的电磁线圈的温度不得超过 $200^{\circ}\text{C}$ ,需单独设置通风系统;反应堆压力容器周围混凝土的温度不得超过 $65^{\circ}\text{C}$ ;压力容器支承处局部混凝土的温度不得超过 $90^{\circ}\text{C}$ ;蒸汽发生器和稳压器等房间内空气的温度不得超过 $50^{\circ}\text{C}$ 等。为此,均需设置通风冷却系统。这些系统一般由风机、冷却装置等组成。

**安全壳空气循环过滤系统** 用以在反应堆正常运行期间循环过滤安全壳内的空气,消除气载放射性碘和活化的粒子。本系统通常是由高效粒子空气过滤器和活性炭吸附器组成的整体式过滤装置。

**安全壳清洗通风系统** 由大风量和小风量的分系统组成。反应堆正常运行期间,由小风量分系统定期或根据需要投入运行,以降低安全壳内气载放射性含量,使排向环境的放射性物质满足“合理可行尽量低”的要求(见辐射防护基本原则)。本系统流程为高效过滤、活性炭吸附与高效过滤三级净化处理后排放。这一功能可和循环过滤系统共同完成。小风量系统能力一般为每40h使安全壳换气一次。

停堆换料期间,为保持安全壳内空气环境条件,由大风量排风分系统提供清洗能力,降低空气中气载放射性物质含量,控制空气的温度和湿度,满足人员进入安全壳操作的条件。大风量清洗排风需通过预过滤器

和高效过滤器净化处理后再向环境排放。该系统风量一般为相当于每小时使安全壳换气 $1\sim 1.5$ 次。

(林伟贤)

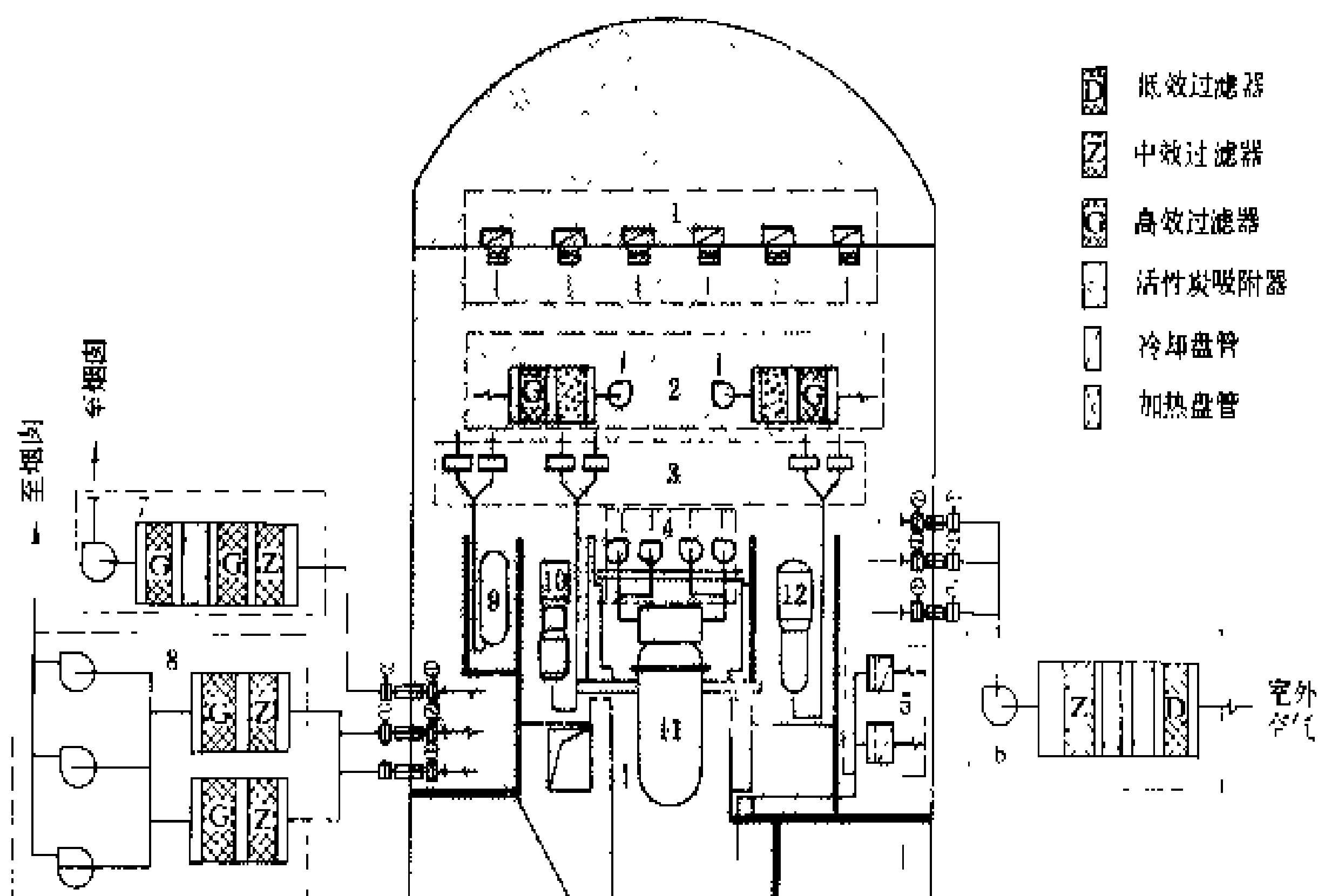
anquan xitong sheji zhunze

## 安全系统设计准则 (design criteria of safety systems)

反应堆保护系统、专设安全设施及其相关的支持系统,构成核电厂的安全系统,它是核电厂安全纵深防御(见纵深防御原则)的第三层。安全系统的设计,应满足在任何设计基准事故情况下都能执行一切安全功能的要求,即保证反应堆安全停堆,连续的和长期的从反应堆排出余热,防止放射性物质非控制地向环境释放。为了达到这些要求,根据核电厂设计和运行的经验,安全系统的设计必须满足一些专门的设计准则,它们是:单一故障准则、冗余性准则、多样性准则、故障安全准则和可靠性准则。

**单一故障准则** 一个使某个部件不能执行其预定安全功能的随机故障,称为单一故障。由某个单一随机事件引起的所有继发性故障,均视为该故障的组成部分。任何设备组合,如果在任何部位发生可信的单一随机故障时,仍能执行其正常功能,则认为该设备组合满足单一故障准则的要求。核电厂设计有两类设备组合必须遵守单一故障准则:①用以完成各项为抑制特定假设始发事件的后果,使之不超过设计基准所规定限值所需要的动作的设备组合,或称安全组合;②核电厂安全设计规定中注明要求遵守单一故障准则的安全系统。

为检验所设计的核电厂是否符合单一故障准则,必须在各安全组合的每一个单元上,依次假定发生一个单一故障,并逐一作出分析,如各安全组合均能完成应有的功能,则认为,设计达到了单一故障准则的要求。在作单一故障分析时,不考虑发生一个以上的随机故障。在核电厂中,依靠触发、机械运动或动力源等外部输入而行使功能,因而能以主动态影响系统的工作过程的部件,称能动部件,能动部件的故障称能动故障,毋需依赖外部输入而执行功能的部件称非能动部件,非能动部件内一般



安全壳通风净化系统示意图

- 1—安全壳空气冷却系统; 2—安全壳循环过滤系统; 3—设备房间冷却系统; 4—控制棒驱动机构冷却系统; 5—堆腔冷却系统; 6—安全壳清洗进风系统; 7—安全壳清洗排风小风量系统; 8—安全壳清洗排风大风量系统; 9—稳压器; 10—主泵; 11—反应堆; 12—蒸汽发生器

冗余性准则 对执行某一安全功能的系统,设置重复的部件或系统,使它们中的任何一个,不管其他部件或系统所处的状态如何,都能单独地完成所要求的安全功能。冗余性准则与单一故障准则紧密相关。单一故障准则要求必须有冗余度,但冗余性准则可超出单一故障准则。假设  $n$  为完成某一安全功能所必须的 100% 容量的设备数,则冗余性准则有两种应用:①  $n+1$  原则,它在设备或系统的数量选择上可取  $2 \times 100\%$ , 或  $1 \times 100\% + 2 \times 50\%$ , 或  $3 \times 50\%$ 。②  $n+2$  原则,即取  $3 \times 100\%$  或  $4 \times 50\%$ 。 $n+1$  原则可满足单一故障准则,但在遇有设备或系统发生故障而在规定的时间内不能消除时,则不允许核电厂在功率工况下运行。 $n+2$  原则在上述情况下允许核电运行。冗余性准则,对能动部件和非能动部件可作不同的考虑。例如同样的  $3 \times 100\%$  的  $n+2$  原则,不同的考虑如图 1 和图 2 所示。

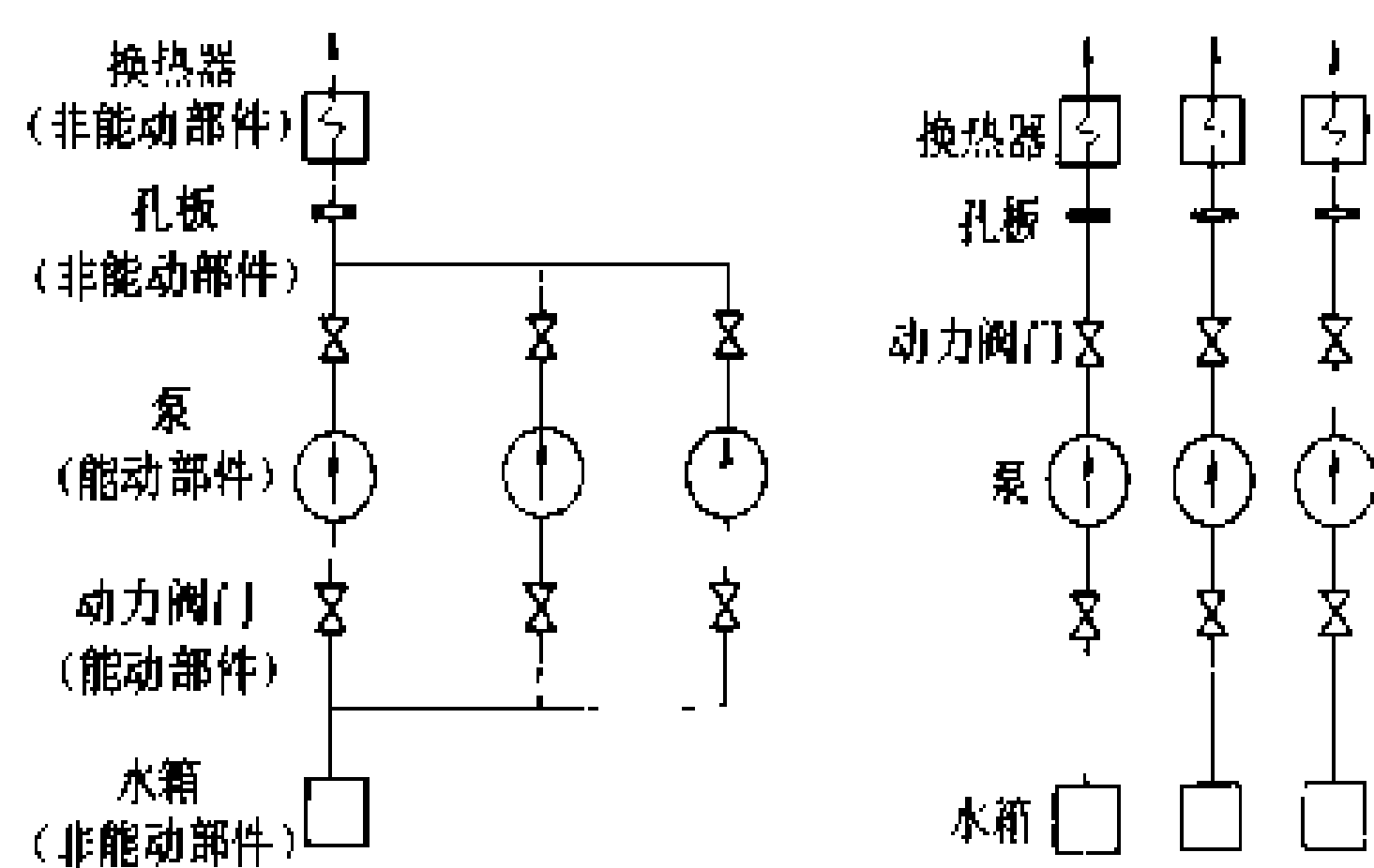


图2 能动部件和非能动部件  $n+2$  原则

**多样性准则** 为防止多个设备发生共模故障而提出。造成共模故障的原因很多,如设计和制造缺陷、运行和维修差错、自然现象、人为事件、信号的饱和、材料老化及环境因素等,都会使同类设备发生同样的故

**可靠性准则** 安全系统或安全功能均应达到一定的可靠性指标,这些指标应与安全目标相符合,与安全系统或功能在不同事故序列中的作用相符合。为了决定可靠性指标,在设计过程中,需要进行以概率论方法为基础的详尽的可靠性分析。为了达到和提高可靠性,在核电厂设计中应采取如下措施,对应这些措施都有相应的安全导则和设计规范。

①**实体分隔**:各安全设备之间,完成同一安全功能的设备之间,采用几何方法(距离或方位)或结构屏障法,使它们相互分隔,以使单一事件不会导致多重失效。实体分隔可防止火灾、水淹、自然现象和人为事件等造成的共模故障。

②**独立线路**:安全有关的控制和仪表系统、信号的输入和输出都采取独立的线路,互不影响,防止发生误动作。

③**防飞射物**:防飞射物设计包括对飞射物源和能动的分析,防护结构的计算和试验分析等。防飞射物的方法可采取多种形式:防止形成飞射物,如反应堆冷却剂泵的惯性飞轮即采取严格的质量控制;避开飞射物可能的飞射轨迹,如对汽轮机飞射物避开一定的扇形角度;阻挡飞射物,如用结构屏障。

④**防假想管道断裂的动力学效应**:安全有关的高能流体管道,需采取实体隔离或用约束件和锚固点的配置,防止假想的管道断裂流体动力学效应和管道甩击的机械效应造成对临近安全有关设施的破坏。非安全有关的高能流体管道应尽量避免安全有关的管道,否则应采取同样的措施。

⑤**防止外来灾害**:此措施包括对于自然灾害,如地震、洪水、海潮、恶劣气象条件等的防护;人为灾害,如工业环境和交通

路线造成爆炸的防护;有毒或腐蚀物影响的防护,流体系统破坏造成的内部水淹,以及火灾等的防护。对上述灾害的可能性要进行调查分析,设计上采取相应的适当措施。⑥可试验性:安全有关系统和设备,必须在不影响核电厂正常运行的条件下能定期进行试验,验证它的可运行性。⑦抗震和环境鉴定:安全有关系统和设备,要求采用试验或分析的方法,鉴定它在安全停堆地震(SSE)的过程中和其后仍能保持完整性和可运行性。安全有关的电气和仪表设备,除作抗震鉴定外,还应根据它所处位置,考虑可能出现的事故环境,如温度、压力和湿度,进行试验鉴定,验证它的可运行性。

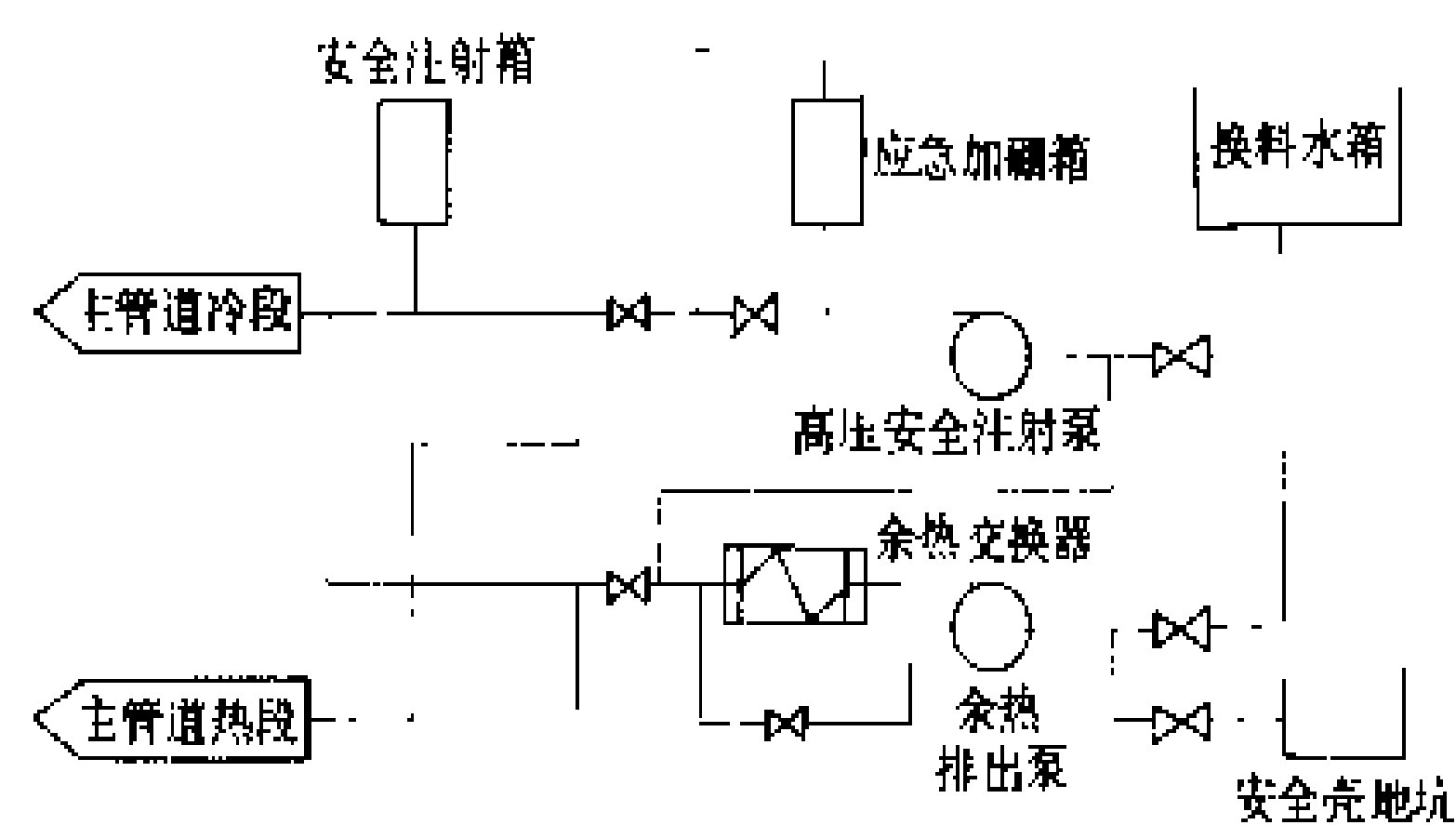
(姜锡驹 俞尔俊)

anquan zhushhe xitong

### 安全注射系统 (safety injection system)

一回路管道和设备发生破损事故后迅速向堆芯注射硼水,为堆芯提供应急和持续冷却的系统,亦称应急堆芯冷却系统,是压水堆核电厂中的专设安全设施之一。有些核电厂设置应急加硼装置。当主蒸汽管道破裂时,利用化学和容积控制系统的离心上充泵或高压安全注射泵从应急加硼箱内将硼浓度高达 7000~21000ppm 的含硼水注入堆芯,向堆芯引入负反应性,保证反应堆不会重返临界,使反应堆保持安全停堆状态。

安全注射系统流程见图,它由安全注射箱、高压安全注射和低压安全注射三个分系统组成。



安全注射系统流程原理图

安全注射箱分系统 通常在一次冷却剂系统的每条环路的主管道冷段连接一只安全注射箱。每只箱内约 1/3 容积充氮加压,其压力约 2.4~5.0MPa,其 2/3 容积为含硼水,硼浓度约 2000~2400ppm。主管道大破口失水事故后,当一次冷却剂系统压力迅速降低到安全注射箱内压力时,安全注射箱内含硼水经主管道冷段自动注入反应堆堆芯。当一条环路的一只安全

注射箱内含硼水经破裂的主管道冷段流失而不能注入堆芯时,其他环路的安全注射箱内含硼水能有效地经未破裂的主管道冷段注入堆芯,防止堆芯裸露。

高压安全注射分系统 通常设分隔的、独立的两个系列,每个系列设一台高压安全注射泵。两个系列可同时使用,以缩短事故处理的过程。其中一个系列失效时,另外的系列仍能实现本系统安全功能。高压安全注射泵为多级离心泵,结构复杂,在高扬程工作区域与离心上充泵衔接,在低扬程工作区域与低压安全注射泵衔接,使其在失水事故后保证向堆芯不断供给含硼水。高压安全注射泵从关闭扬程(约 11~15MPa)直至零背压均能正常运行。每台泵通常设置小流量循环管返回换料水箱,防止泵因闭阀运行而受到损坏和过热。

发生失水事故后,当一次冷却剂系统压力降低到高压安全注射泵关闭扬程时,即开始注射。在此时间内,泵吸取换料水箱内的含硼水,经主管道冷段注入堆芯。当换料水箱内的水位降低到规定值时,转入再循环阶段,此时,高压安全注射泵与低压安全注射泵串联运行,汲取安全壳地坑水,经余热交换器冷却后注入主管道冷段和热段,再进入堆芯。

低压安全注射分系统 通常设置独立的、分隔的两个系列。许多核电厂中的每个系列的泵和热交换器与余热排出系统中的共用。要求低压安全注射泵位置低于安全壳地坑,这可使泵具有一定的净正吸入压头,防止汽蚀。它的运行分三个阶段:①失水事故后的注射阶段。当一次冷却剂系统压力降到低压安全注射泵关闭扬程时,泵从换料水箱内吸取含硼水,经余热交换器旁通管注入主管道冷段,再进入堆芯,与高压安全注射分系统共同补偿从主管道破口流失的冷却剂,防止堆芯裸露,并冷却堆芯。②再循环冷段注射阶段。低压安全注射泵从安全壳地坑吸水,经余热交换器冷却后,一部分水通过低压注射管经未破裂的主管道冷段直接注入堆芯,另一部分水经余热交换器出口进入高压安全注射泵入口,再由高压安全注射泵注入未破裂的主管道冷段进入堆芯。③再循环热段注射阶段。再循环冷段注射 24h 后,转入此阶段。低压安全注射泵和高压安全注射泵串联运行,将降温后的地坑水经主管道冷段和热段同时注入堆芯(或者冷段和热段注入交替进行)。有些核电厂在再循环热段注射时只使用低压安全注射分系统。通过长时间冷段和热段注射,消除在堆芯局部区域内硼的结晶,并使反应堆逐渐冷却。

(范霞飞)

# B

bolangneng fadian

**波浪能发电** (wave power generation) 以波浪的能量为动力生产电能的技术。海洋波浪蕴藏着巨大的能量，正弦波浪每米波峰宽度的功率  $P \approx H^3 T$  kW/m。式中  $H$  为波高，m； $T$  为波周期，s。通过某种装置可将波浪的能量转换为机械的、气压的或液压的能量，然后通过传动机构、气轮机、水轮机或油压马达驱动发电机发电。全球有经济价值的波浪能开采量估计为 1~10 亿 kW。中国波浪能的理论储量为 7000 万 kW 左右。

**简史** 1799 年，法国的吉拉德父子，获得了利用波浪能的首项专利。1910 年，法国的波契克斯-普莱西克，建造了一套气动式波浪能发电装置，供应他自己住宅 1 kW 的电力。1965 年，日本的益田善雄发明了导航灯浮标用气轮机波浪能发电装置，获得推广，成为首次商品化的波浪能发电装置。受 1973 年石油危机的刺激，从 20 世纪 70 年代中期起，英国、日本、挪威等波浪能资源丰富的国家，把波浪能发电作为解决未来能源的重要一环，大力研究开发。在英国，索尔特发明了点头鸭装置，科克里尔发明了波面筏装置，国家工程试验室发明了振荡水柱装置，考文垂理工学院发明了海蚌装置。1978 年，日本建造了一艘长 80m、宽 12m、高 5.5m，称为“海明号”的波浪能发电船。该船有 22 个底部敞开的气室，每两个气室可装设一台额定功率为 125kW 的气轮机发电机组。1978~1986 年，日本、美国、英国、加拿大、爱尔兰五国合作，先后三次在日本海由良海域对“海明号”进行了波浪能发电史上最大规模的实海原型试验。但因发电成本高，未获商业实用。1985 年，英国、中国各自研制成功采用对称翼气轮机的新一代导航灯浮标用的波浪能发电装置，挪威在卑尔根附近的奥伊加登岛建成了一座装机容量为 250kW 的收缩斜坡聚焦波道式波浪能发电站和一座装机容量为 500kW 的振荡水柱气动式波浪能发电站，标志着波浪能发电站实用化的开始。

**类型** 波浪能发电方式数以千计，按能量中间转换环节，主要分为机械式、气动式和液压式三大类。

**机械式** 通过某种传动机构实现波浪能从往复运动到单向旋转运动的传递来驱动发电机发电的方式。图 1 是采用齿条、齿轮和棘轮机构的机械式装置。随着波浪的起伏，齿条跟浮子一起升降，驱动与之啮合的左右两只齿轮作往复旋转。齿轮各自以棘轮机构与轴相连。齿条上升，左齿轮驱动其轴逆时针旋转，右齿轮则顺时针空转。通过后面一级内轮的传动，驱动发电机顺时针旋转发电。机械式装置多是早期的设计，往往结构笨重，可靠性差，未获实用。

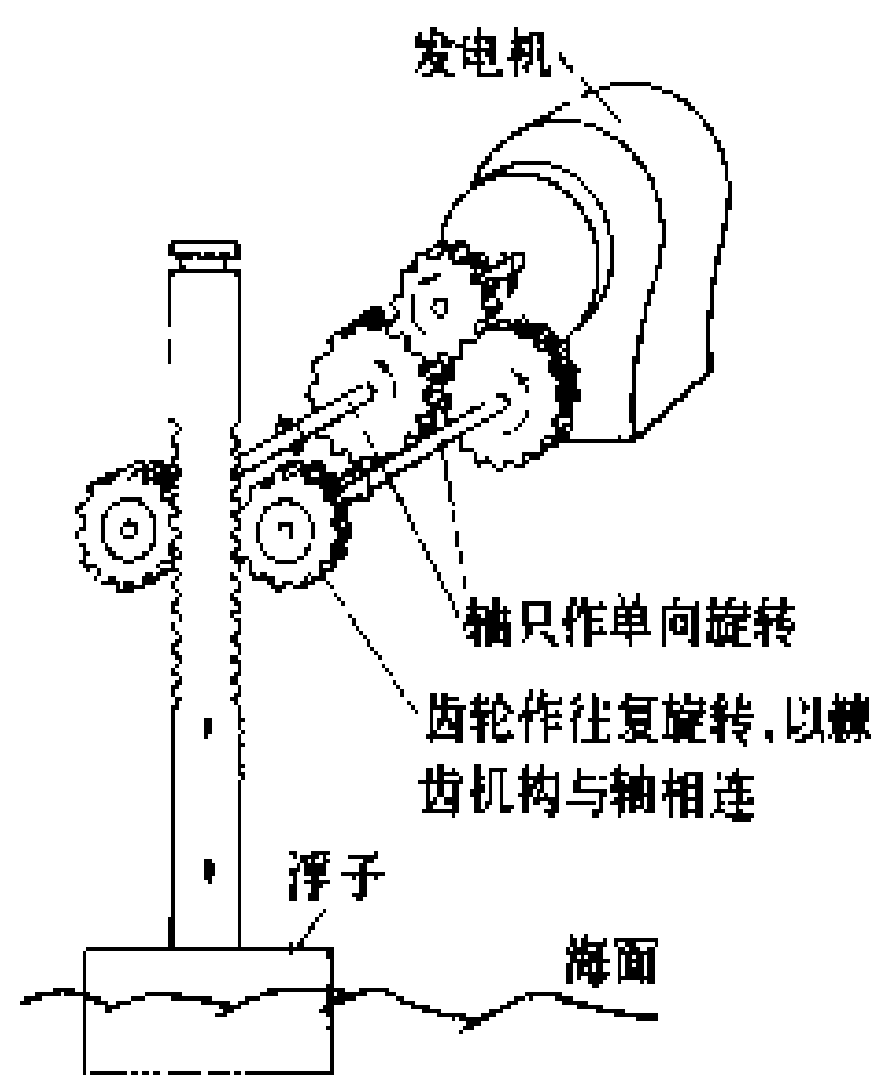


图 1 机械式装置简图

**气动式** 通过气室、气袋等泵气装置将波浪能转换成空气能，再由气轮机驱动发电机发电的方式。图 2 是漂浮气动式装置

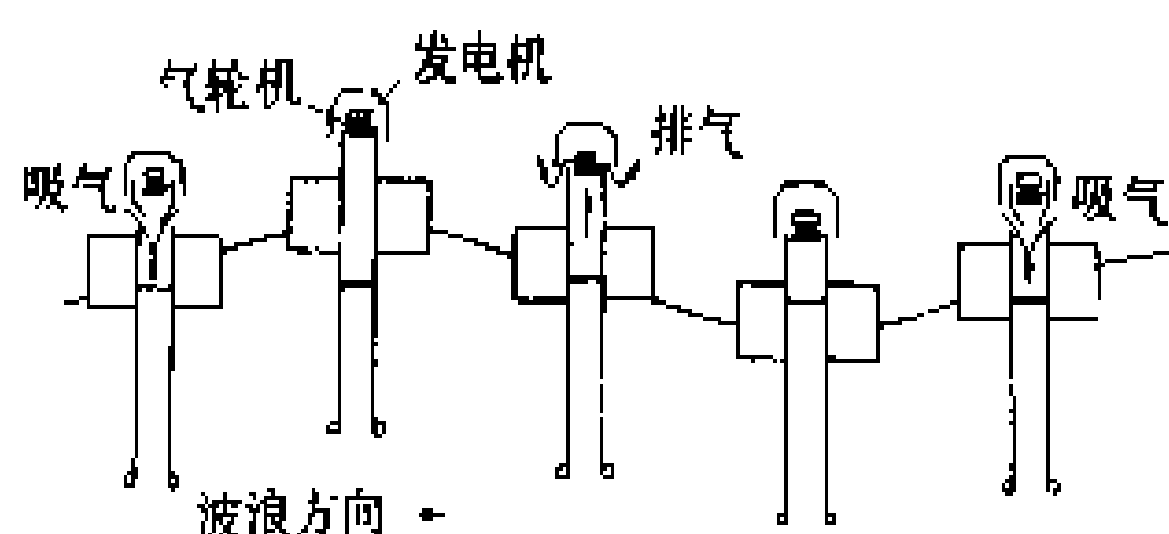


图 2 漂浮气动式装置工作原理图

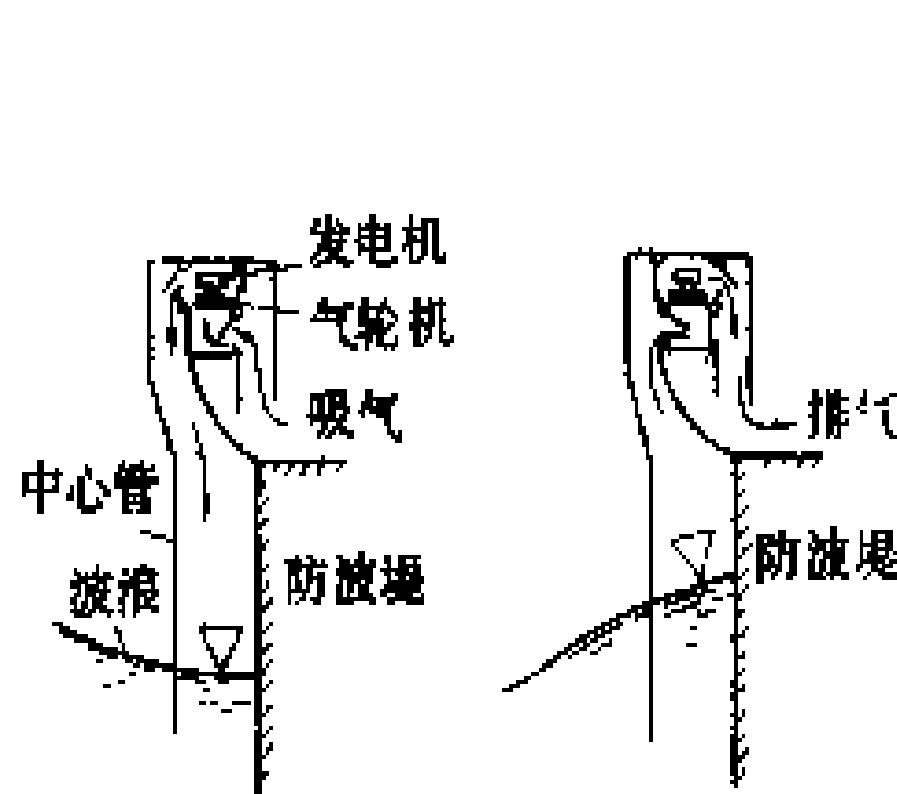


图 3 振荡水柱气动式装置工作原理图

工作原理图。由于波浪运动的表面性和较长的中心管的阻隔，管内水面可看作静止不动的水面。内水面和气轮机之间是气室。当浮体带中心管随波浪上升时，气室容积增大，经阀门吸入空气。当浮体带中心管随波浪下降时，气室容积减小，受压空气将阀门关闭并经气轮机排出，驱动冲动式气轮机发电机组发电。这是单作用的装置，只在排气过程有气流功率输出。图 3 是振荡水柱气动式装置工作原理图。它有两组吸气阀和两组排气阀，固定气室的内水位在波浪激励下升降，形成排气、吸气过程。四组吸、排气阀相应开启和关闭，使交变气流整流成单向气流

通过冲动式气轮机,驱动发电机发电。这是双作用的装置,在吸、排气过程都有功率输出。气动式装置使缓慢的波浪运动转换为气轮机的高速旋转运动,机组缩小,且主要部件不和海水接触,提高了可靠性。气动式装置在日本益田善雄发明的导航灯浮标用波浪能发电装置上获得成功的应用。1976年,英国的威尔斯发明了能在正反向交变气流作用下单向旋转做功的对称翼气轮机,省去了整流阀门系统,使气动式装置大为简化。图4是对称翼气轮机工作原理图。该型气轮机已在英国、中国新一代导航灯浮标波浪能发电装置和挪威奥依加登岛500kW波浪能发电站获得成功的应用。采用对称翼气轮机的气动式装置是迄今最成功的波浪能发电装置之一。

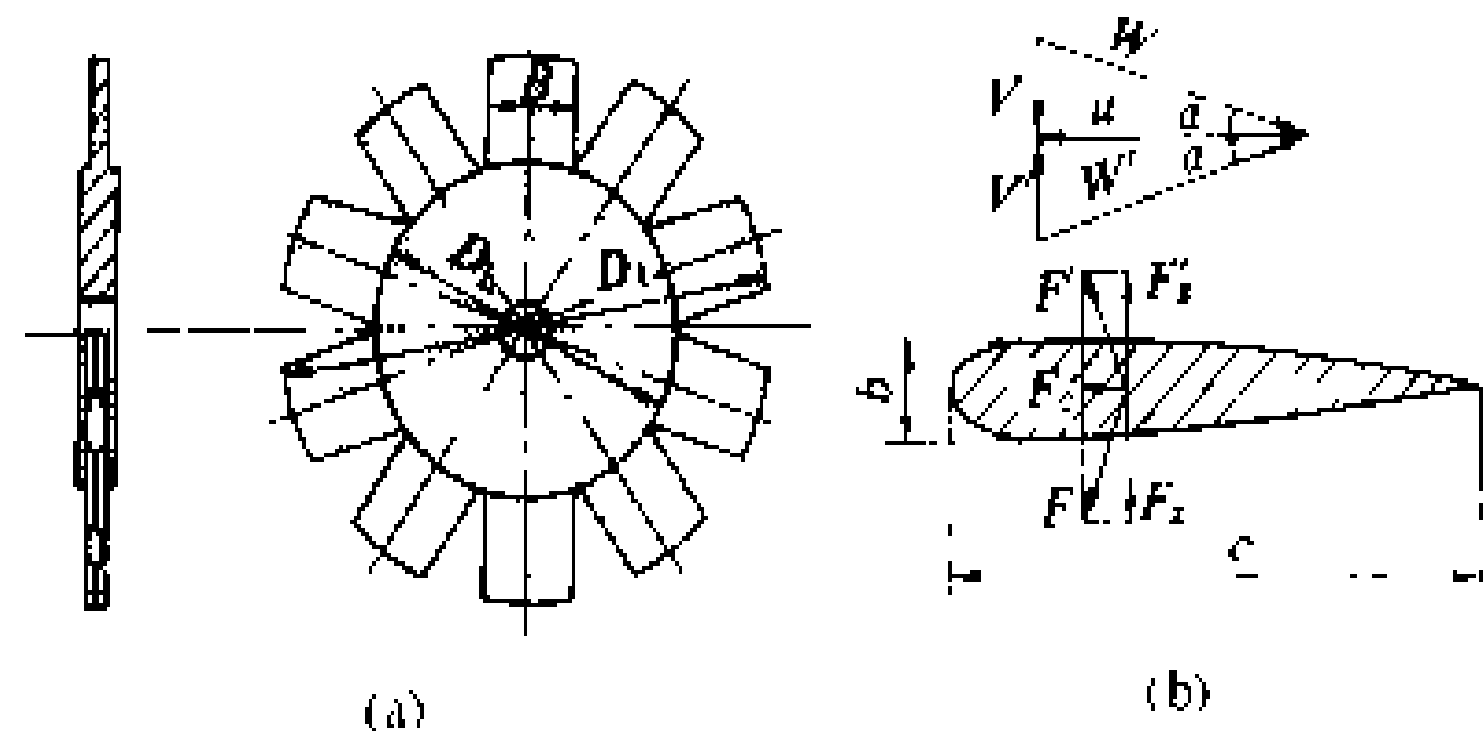


图4 对称翼气轮机工作原理图

液压式 通过某种泵液装置将波浪能转换为液体(油或海水)的压能或位能,再由油压马达或水轮机驱动发电机发电的方式。图5是点头鸭液压式装置简图。波浪运动产生的流体动

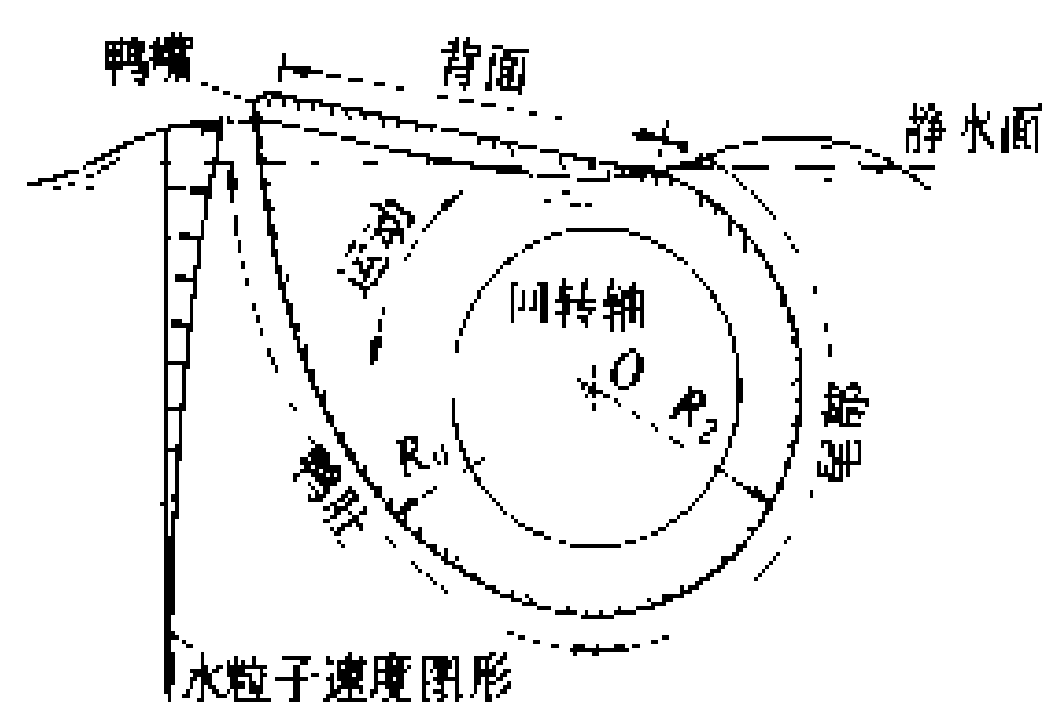


图5 点头鸭液压式装置简图

压力和静压力使靠近鸭嘴的浮动前体升沉并绕相对固定的回转轴往复旋转,驱动油压泵工作,将波浪能转换为油的压能,经油压系统输送,再驱动油压发电机组发电。点头鸭装置有较高的波浪能转换效率,但结构复杂,海上工作安全性差,未获实用。图6是收缩斜坡聚焦波道式装置简图。波浪进入宽度逐渐变窄、底部逐渐抬高的收缩波道后,

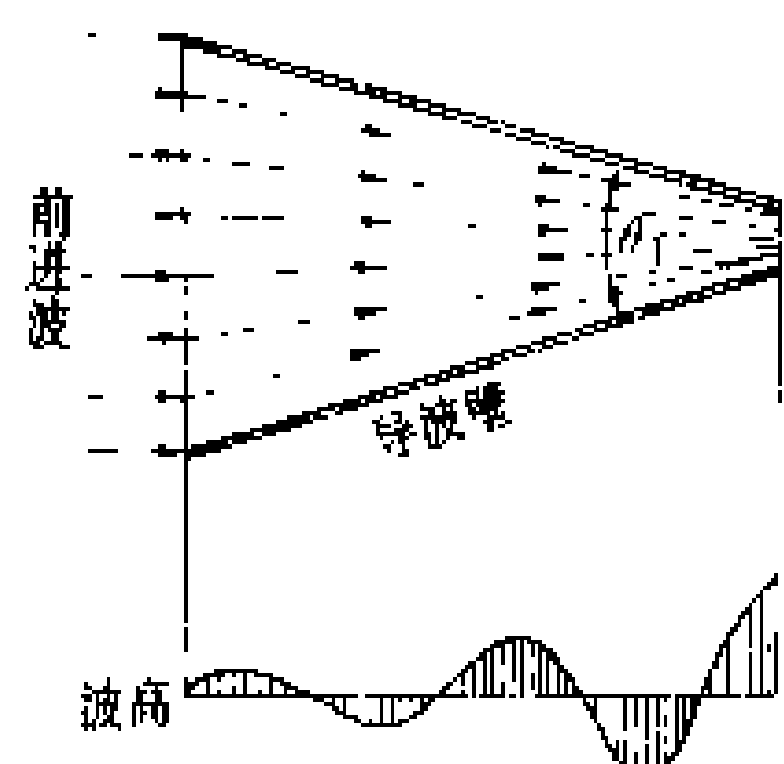


图6 收缩斜坡聚焦波道式装置简图

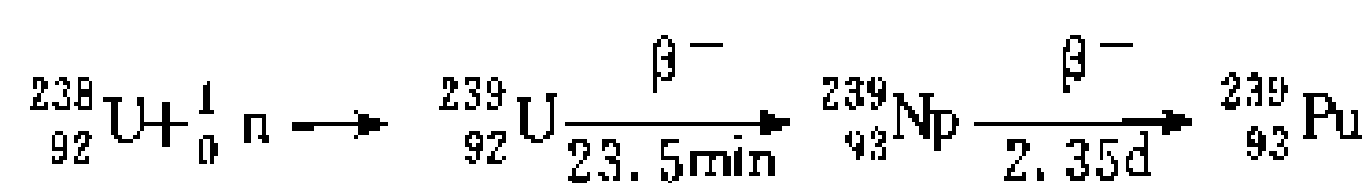
波高增大,海水翻过导波壁进入海水库,波浪能转换为海水位能,然后用低水头水轮发电机组发电。聚焦波道装置已在挪威奥依加登岛250kW波浪能发电站成功的应用。这种装置有海水库储能,可实现较稳定和便于调控的电输出,是迄今最成功的波浪能发电装置之一。但对地形条件依赖性强,应用受到局限。

**展望** 大规模波浪能发电的成本目前还难与常规能源发电竞争,但特殊用途的小功率波浪能发电,已在导航灯浮标、灯桩、灯塔等上获得推广应用。在边远海岛,小型波浪能发电已可与柴油机组发电竞争。今后应进一步研究新型装置,以提高波浪能转换效率;研究聚焦波技术,以提高波浪能密度,缩小装置尺寸,降低造价;研究在离大陆较远、波浪能丰富的海域利用工厂船就地发电、就地生产能量密集的产品,如电解海水制氢、氨,电解制铝、提铀等,以提高波浪能发电的经济性。预计随着石油价格的上升,技术的进步,波浪能发电将在波浪能丰富的国家逐步占有相当地位。

(梁顺光)

bu

**钚** (plutonium)  $\text{Pu}$  族锕系放射性化学元素,符号Pu,原子序数94。1940年由美国科学家G. T. 西博格(Glenn Theodore Seaborg)用氘轰击铀时发现,1942年B. B. 坎宁安(B. B. Cunningham)证实。同年E. 费米(Enrico Fermi)确认了 $^{238}\text{U}$ (铀)俘获中子生成 $^{239}\text{Pu}$ 的反应



钚含有15种同位素( $^{232}\text{Pu} \sim ^{246}\text{Pu}$ ),其中最重要的是 $^{240}\text{Pu}$ 和 $^{239}\text{Pu}$ 。 $^{239}\text{Pu}$ 的半衰期2.4万年,是易裂变核素。它吸收一个快中子发生裂变时平均放出约2.9个中子。 $1\text{g}^{239}\text{Pu}$ 裂变释放出的能量相当于燃烧3t煤所产生的能量。所以含 $^{239}\text{Pu}$ 的材料可作为核燃料,也是制造核武器的原料。 $^{238}\text{Pu}$ 的半衰期86.4年,有较高的固定衰变热,可作为空间装置和心脏起搏器的能源。

在自然界中,钚仅随铀矿痕量存在,不到铀含量的 $1/10^{11}$ ,无开采提取价值,故任何钚都由人工制造,它可由核反应堆大量生产。一个1000MW电功率的热中子堆每年可生产钚200kg以上。由此获得的钚常含有百分之几的 $^{240}\text{Pu}$ 和 $^{241}\text{Pu}$ 。目前世界主要工业国从生产堆或动力堆的乏燃料中已提取了大量的金属钚。将来钚的主要来源是快中子增殖堆。在分离 $^{239}\text{Pu}$ 的同时可回收一定量的 $^{237}\text{Np}$ (镎)。 $^{238}\text{Pu}$ 用中子轰击 $^{237}\text{Np}$ 来制取。

钚是银白色金属,熔点913K,沸点3503K。有六种同素异形体,其存在温度和晶体结构等物理性质见表。



铈六种同素异形体的存在温度及其性质

同素异形体	存在温度范围 (K)	晶体结构	密度 ( $\text{g}/\text{cm}^3$ )	热膨胀系数 ( $\times 10^{-6}/^\circ\text{C}$ )
$\alpha$	$<388$	简单单斜	19.9	+47
$\beta$	388~458	体心单斜	17.7	+34
$\gamma$	458~583	面心正交	17.1	+35
$\delta$	583~725	面心立方	15.9	-8.6
$\delta'$	725~753	体心四方	16.0	-16
$\epsilon$	753~熔点	体心立方	16.5	+36.5

$\alpha$ -Pu 的电阻率为  $150\mu\Omega \cdot \text{cm}$ , 其电学性质与半导体相似。 $\alpha$ -Pu 的热导率为  $8.4\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$ 。钚在室温下的抗拉强度为  $341\text{MPa}$ 。

钚合金相图由钚的各种同素异形体所表征，与多种金属如 V、Cr、Mn、Fe、Ni 生成金属间化合物。与 U、Zr、Th 得到高的固溶度。其中 U—Pu—Zr 三元合金被认为是希望的快中子增殖堆燃料，但目前尚未得到实用。由钚与氧、碳、氮生成  $\text{PuO}_2$ 、 $\text{PuC}$  和  $\text{PuN}$ ，它们分别与对应的铀化物组成单相固溶体，称混合物燃料。其中  $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$  是目前最普遍使用的快堆燃料。 $(\text{U}, \text{Pu})\text{C}$  和  $(\text{U}, \text{Pu})\text{N}$  有更高的燃料密度和热导率，被公认是性能优越的新型核燃料。

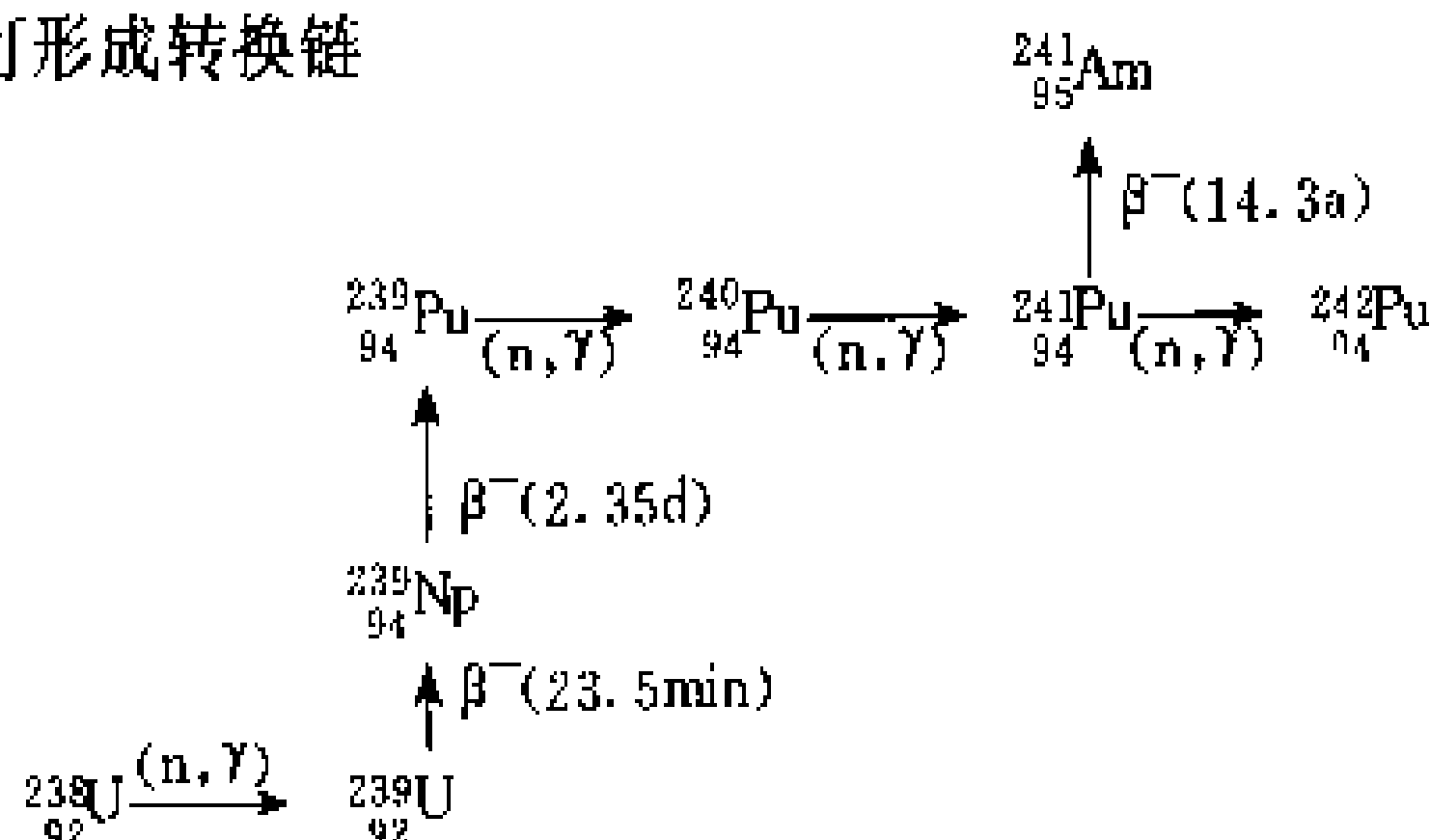
固体铀的临界质量小，只有几公斤，它限制了每次操作量。铀是剧毒物质，它又是短射程的 $\alpha$ 发射体，吸入铀将集积于肺部、骨骼及造血组织，造成损伤。铀的微尘在空气中形成气溶胶，带来吸入危险。铀的高质量同位素还放射低能 $\gamma$ 和X射线。所以，操作铀均需在充保护气体的负压手套箱中进行。当铀中混有强 $\gamma$ 发射体时，必须要远距离操作，并备有重屏蔽。

(李文瑛)

bu de liyong

**钚的利用** (plutonium utilization) 钚是一种人工元素，在自然界中几乎不存在。它的一种同位素<sup>239</sup>Pu是易裂变同位素，可用作核燃料和核武器的装料。

钚的生成 在反应堆内,新装人的核燃料之中的 $^{238}\text{U}$ 含量通常是相当高的, $^{238}\text{U}$ 原子核和中子作用,可形成转换链



因此,在反应堆运行一段时间后,其内的核燃料之中就有一定量的钚生成。此时钚的含量及其同位素组成因反应堆类型的不同而异,并且是核燃料燃耗深度的函数。将达到预定燃耗深度的核燃料从反应堆内卸出,送至后处理厂,经化工过程提取其中的钚(见核燃料后处理)。在所提取的钚中, $^{239}\text{Pu}$  是最主要的,其余的 $^{240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$  含量较少, $^{242}\text{Pu}$  含量更少。通常,核电厂生产的钚含 $^{240}\text{Pu}$  相对较多,称为工业钚,可加工成新的核燃料,供原来的或其他的反应堆使用;由生产堆得到的钚含 $^{240}\text{Pu}$  较少,称为军用钚,可用作核武器装料。在美国,按 $^{240}\text{Pu}$  在钚中的含量不同,将反应堆生产的钚分为超级钚、武器级钚、燃料级钚和反应堆级钚,其 $^{240}\text{Pu}$  含量分别为 3%、7%、7%~19% 和 19% 以上。

钚在反应堆中的利用  $^{239}\text{Pu}$  和  $^{240}\text{Pu}$  在快中子反应堆和热中子反应堆中都参加链式核裂变反应而释放核能； $^{240}\text{Pu}$  在快中子反应堆内可参与链式核裂变反应，但在热中子反应堆中则基本上不参加核裂变反应，它吸收中子后可转换为  $^{241}\text{Pu}$ ； $^{242}\text{Pu}$  在各类反应堆内都不参与核裂变反应。

$^{239}\text{Pu}$  每吸收一个中子平均释放出的次级中子数，在快中子反应堆中大约是 2.9，在热中子反应堆中大约是 2.07。因此，在快中子反应堆中，除用于维持链式反应的中子外，还有更多的剩余中子把不参与核裂变反应的  $^{238}\text{U}$  转换成钚（见转换比）。所以，在快中子反应堆中，1 kg 易裂变钚（ $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ ）的作用约相当于 1.4 kg  $^{235}\text{U}$  的作用；在热中子反应堆中，1 kg 易裂变钚相当于 0.8~1.2 kg  $^{235}\text{U}$  的作用，亦即，钚在快中子反应堆内的利用价值，大约是它在热中子反应堆中的利用价值的 1.4 倍。

$^{238}\text{U}$  在天然铀中约占 99.28%，将它转换为钚，并加以合理地利用，就可以将蕴藏在天然铀中绝大部分的能量利用起来，从而大幅度地提高天然铀资源的利用率。由于钚的利用，天然铀资源的实际利用率，在快中子反应堆核电厂中，可达 60%~70%；在压水堆核电厂中通常仅为 1%~2%。

由于可利用的天然铀资源是很有限的，充分、有效、合理地利用铀资源尤其必要。特别是，在当今世界上，已经积存了相当大量的铀（仅为了存放，就必须花费相当大的费用），而能源的消耗量又非常大，因此，铀的利用问题已经提到日程上来了。

研究表明,重水堆—快中子增殖堆组合体系可构成一种很好的核电体系。在这种体系中,将重水堆生产的钷用于快中子增殖堆,从快中子增殖堆中卸出的钷又可用于发展新的核电体系。这样,可使天然铀资源的消耗量减小至最低水平,并且,所需建立的核燃料循环工业规模也相对较小。

但是，现实情况是，由于技术、费用等原因，一些先进的核国家，尤其是美国，放慢了发展快中子反应堆的速度；世界各国发展的核动力系统，大都采用压水堆系统。另一方面，现在世界上积存下来的大量的钚，是由各种类型的反应堆生产的，其中压水堆生产的，占有相当大的比重。因此，在较短的时期内，很难形成上述的重水堆—快中子增殖堆组合核电体系。有的国家从现实情况出发，已经作出具体的钚利用规划。日本原子能委员会于1991年批准在轻水堆上应用钚的计划，该

计划要在12座电功率1000MW的轻水堆核电厂上使用钚，并最终将钚用于快中子反应堆核电厂。法国也已制成 $\text{UO}_2\text{—PuO}_2$ 混合物燃料元件，供热中子反应堆和快中子反应堆使用。

钚是重要的战略物资，因为不仅军用钚被用于制造核武器，通过采用一定的技术措施，工业钚同样也可用于核武器制造。所以，钚的利用，在国际上是非常敏感的问题。

(侯凤旺)



caigou

## 采购 (nuclear power plant acquisition)

为建设核电厂获得设备和工程服务所采取的一系列行动。核电厂的采购程序因选择承包商的不同方式而异。通过招标方式选择承包商时,在采购过程中需要相继完成下列工作:确定建厂合同方式、制订合同条件和招标、进行投标准备、评标和选择承包商、作出金融安排、完成合同谈判并最终使之生效。如果由于堆型选择或政治因素的限制不可能形成若干家厂商竞相投标时,在可行性研究中即可选定承包商,采购活动的程序可相应予以简化。但对合同谈判前应完成的准备工作和谈判中需要处理的问题,这两种方式没有实质性的差别。

**建厂合同方式(contractual approach)** 核电厂业主委托承包商承担建厂工程任务的方式。可供选择的建厂合同方式有如下三种类型:交钥匙合同(turnkey contract)、分块承包合同(split package contract)和多合同(multi-contract)。

(1)交钥匙合同:整个建厂任务,包括设计、工程服务、采购、施工、调试和项目管理等,都由一家总承包商(或由若干家厂商组成的集团)负责完成。与此相应的是,承包商对电厂的出力、效率、电厂的功能和品质、电厂的投产日期以及预算的控制承担全面的责任。现在的核电厂建设工程一般已不采用交钥匙的合同方式。

(2)分块承包合同:建厂任务由为数不多的若干家主要承包商分担。每家承包商分别按各自所接受的合同承包的要求,负责向业主提供一个具有完整功能的组成部分,如核岛和常规岛。对涉及全局性的项目管理以及不同承包商之间的接口管理,则由业主或受业主委托的工程公司负责处理。

(3)多合同方式:业主一般首先选定两家厂商,作为核蒸汽供应系统和汽轮发电机的供应商,然后为电厂的配套部分(balance of plant, BOP)选择各个系统和部件的供应商。在此条件下,业主需要自行负责配套部分的设计。按此种方式,由业主直接签订和管理的合

同总数可高达百余个,这些工作亦可委托工程公司承担。

合同条件招标时向具有承接工程任务意愿的厂商所提出的投标条件,用以阐述工程的任务和性质以及完成工程任务的条件。合同条件既是参加投标的厂商进行投标准备的依据,又是业主评标的准则和业主与承包商共同制订合同文本的基础。

制订合同条件的小组一般需由熟悉技术、经济和法律三大类专业知识的人员组成,并在项目经理的领导和协调下进行工作。在制订合同条件时,业主可设法收集有核电建设经验的海内外同行的同类型文件作参考,亦可聘用具有国际经验的咨询公司作顾问,以弥补其经验和知识的不足。制订与审定合同条件所需要的时间因合同方式而异:交钥匙合同的,约为6~8个月;分块承包合同或多合同的,一般不少于12个月;如业主对促进国产化有较高要求时,还需要增加若干个月。核电厂的合同条件往往涉及国家的重大决策,因此在向厂商发出正式的招标书之前,一般需要取得政府有关部门的认可。

合同条件是由业主所提供的资料和承包商招标时所递交资料的清单二者组成,其内容则视合同方式而定。由业主提供的资料大致如下:

(1) 合同条件的引言。

(2) 工程项目总的描述及其支持性的技术资料和数据。前者说明堆型、单堆容量、反应堆座数、服役年限、预期的容量因子、运行模式(带基本负荷或调峰)及工程进度等。后者包括所在地区电网的描述及核电厂的联网条件、厂址的特征和评价(其详尽程度应与报送国家权威机构审批者相当),以及本国与当地基础结构等方面的描述。如对国产化有较高要求时,有关基础结构的描述中,除本国的核安全管理的机制和法定的核安全要求、当地的施工力量和大宗建筑材料的货源等事项外,还需要对本国的设计队伍和工程公司的能力、制造工业所能提供的产品及预期的国产化指标等,逐项作出说明。

(3) 设计、施工、运行、安全及其审评、质量保证、人员训练、标准与规范等方面的技术要求和准则。

(4) 技术转让的要求。

(5) 供应范围,包括由承包商负责和业主自行负责的在内。

合同草案内所列条款应能在最大限度内保护业主的权益并为承包商所能接受。

承包商应提供的主要资料大致为:

(1) 确切的物项(设备、系统和构筑物)与技术服务的供应范围,以及相对应的技术描述;

(2) 标准设计的安全分析报告;

- (3) 质量保证大纲;
- (4) 说明承担同类型任务的经验及所能提供的物项和服务可适应业主要求的资料;
- (5) 对业主筹资所能作出的支持;
- (6) 商务条件, 包括价格和计价的币种、价格滑动公式、支付时间表等;
- (7) 保证和担保;
- (8) 偏离和异议, 即与业主合同条件中的某些要求不相吻合之处。

采取不同合同方式时, 合同条件的内容可相应予以压缩。

**投标准备** 受邀参加投标的厂商在收到招标书后为提出投标书而开展的活动。投标的准备过程也是投标者和业主间进行双向交流的过程。在此过程中业主应进行的主要工作为: ①对投标者所提出的合同条件中需要澄清的问题作出解答; ②对投标者认为不可接受或难以实现及所需费用过高的某些要求, 重新予以考虑并作出修正; ③对投标者所提出的去厂址进行调查或进行进一步研究和分析以及查阅与本工程有关的调研资料的请求, 作出响应并给以支持。

投标准备过程中业主应投标者的查询而作出的澄清和解释以及对合同条件所作的修正和补充均应形成文件, 并及时送交参加投标的全部厂商。

完成投标准备所需要的时间: 交钥匙合同的, 约为 6~8 个月; 分块承包合同的, 每个合同约需 4~5 个月。

**评标** 对不同厂商所递交的投标书进行评价和比较, 从中选择承包商的过程。完成评标任务通常需要 30 名左右技术骨干和经济师、律师各若干名, 所需要的时间约为 6~12 个月。进行全面的评价和比较前, 可组成若干专题小组在项目经理的领导和协调下, 对下述事项进行分析:

- (1) 供应范围 (包括由投标者提供的资料在内) 的明细和完整程度;
- (2) 技术的正确性和可接受性;
- (3) 可审批性, 即通过核安全管理机构的审评, 获得施工和运行许可证的可能性;
- (4) 工程组织管理的健全程度, 即投标者进行项目管理并掌握工程的质量、进度和预算的能力和可信程度;
- (5) 商务条款的合理性和可接受性及业主所承受的商务风险;
- (6) 针对国产化和技术转让的要求所提出建议的有效程度;
- (7) 与业主所提出的合同条款和条件相吻合的程度。

评标过程中业主应与投标者保持信息交流, 以澄清疑点并取得补充资料。评标工作可分阶段进行: 第一阶段, 进行预评和投标厂商的筛选, 择优选出两、三家作为承包商的候选对象; 第二阶段, 对候选对象进行深入细致的评价, 并开始进行合同谈判。在双方就重要事项大体上达成一致后, 即可选定承包商。采取此种选择承包商方式, 对于加强业主在合同谈判中的地位是有利的。

选择承包商的条件是综合的, 应充分考虑安全质量, 交通, 服务和财务等方面, 从最经济的价格进行选择。在竞争性招标过程中最低标价不一定就是最经济的价格。合同的价格应该与所要求的技术、质量相对应。理想的选择结果, 应该是合同的覆盖范围可能是最大的, 合同的接口尽可能是最少的, 业主的风险尽可能是最小的。

选定承包商后, 业主一般向该承包商发去意向书。意向书中应指明合同的主要内容及制订合同时作为基础的文件。

**谈判和合同生效** 为最终完成订购核电厂的任务而进行的包括谈判并议定全部主要的合同条款、制订最终的合同文本、双方授权代表签署合同并使之生效在内的全部活动。每一方负责进行谈判和制订合同事宜者应是一个精干的并授权作出决定的小组, 其人数通常不超过 10 人; 完成这些工作的时间: 交钥匙合同的为 6~12 个月; 分块承包合同的为 3~4 个月。合同生效前应作出处理的事项为: 金融协议、预付款、政府的批准、进口国和出口国间的合作协议、出口许可证和安全保障协定等, 为此, 一般需时若干个月。

金融协议一般需由业主方与财团直接谈判并达成协议, 提供设备和服务的厂商的作用是为业主争取到比较优惠的贷款条件给以支持。燃料和核燃料循环服务的供应一般不属于设计和建造核电厂的厂商供应范围之内, 这方面的协议需另行签订, 但其订购的技术条件应由后者提供, 签订协议的时间应与订购核电厂的合同保持同步。

#### 参考书目

STI/DOC/10/21F Guidebook on the Introduction of Nuclear Power. Vienna: IAEA, 1982

STI/DOC/10/175 Economic Evaluation of Bids for Nuclear Power Plants. Vienna: IAEA, 1982

STI/DOC/10/204 Technical Evaluation of Bids for Nuclear Power Plants. Vienna: IAEA, 1982

卢谦, 建筑工程招标投标手册. 北京: 建筑工业出版社, 1988

(左 湖)

changguidao

**常规岛** (conventional island, CI) 见压水堆核电厂。

changzhi xuanze

**厂址选择** (siting) 为建设核电厂选定具有确定边界、受核电厂营运单位有效控制的场地,并评定涉及厂址特征的设计基准的过程。从核安全的观点考虑,核电厂厂址选择的主要目的是保护公众和环境免受放射性事故释放所引起的过量辐射影响,同时对核电厂正常的放射性释放的影响应加以考虑。但一个厂址的可接受性不仅主要或直接取决于与安全有关的厂址特征,而且取决于很多其他方面的问题,包括电力系统的可靠性和稳定性,交通运输的完备程度和经济性等。厂址选择是核电厂建设中应首先进行的一项重要工作,其工作内容包含厂址条件的制定、厂址选择工作的进行和厂址审批。

**厂址条件** 为保证拟建核电厂能够提供安全、经济的电力所要求的厂址特征。在制定厂址条件时,必须考虑:①核电厂建设和运行的技术、经济条件;②厂址所在区域可能发生的外部自然事件或人为事件对核电厂安全的影响;③可能影响核电厂释放的放射性物质向人体转移的厂址特征及环境特征;④在必要时采取核事故应急措施的可能性及评价个人和群体风险有关的厂区外围地带的人口密度、分布及其他特征。一个可接受的适宜厂址应具备的基本条件包括技术可行性、安全性和经济性等几个方面。

与技术可行性有关的基本条件 主要有:

- (1) 厂址距电力负荷中心的距离应尽量近;
- (2) 具有可靠的可供核电厂有效排热的冷却水源;
- (3) 具有满足特殊运输(重大设备部件和乏燃料运输)的条件;
- (4) 满足工农业布局(包括邻近工矿企业和城镇的关系)的合理要求;
- (5) 具有足够的用于建设的可用地面积(包括施工场地)。

与安全性有关的基本条件 主要有:

- (1) 不存在影响核电厂安全并且又无有效工程措施可以解决的特征或因素,包括地表断裂影响,溶洞或采空区(包括易溶盐类如食盐、石膏等),地基液化及严重沉降,影响厂址安全的其他特征(如火山活动,斜坡不稳定性,在地下大量抽、注液体)以及影响厂址安全的严重人为事件(如飞机坠毁,化学品爆炸、着火)等;
- (2) 由厂址特征(人口分布、地震、水文、气象

等)导致的潜在事故后果在可接受的限值内;

(3) 执行应急计划是可行的。

与经济性有关的基本条件 主要有:

- (1) 与场地平整有关的土、石方量,开挖周期及开挖投资的可接受性;
- (2) 取、输水及排水构筑物的工程量、施工周期,投资相对少;
- (3) 新、改建交通运输设施的工程量、施工周期,投资相对少;
- (4) 占地(特别是占用良田)、移民(特别是搬迁集中居民点和工矿企业)的数量和费用相对少;
- (5) 由厂址特征引起的附加工程(如地基处理、防排洪措施、不稳定斜坡处理、抗震和抗外部人为事件等)的费用相对少;
- (6) 由厂址特征引起的附加运行费用(如供、输配电工程、线路损耗、取排水运行费、防排洪设施维修费、交通运输设施的维修管理和运行费等)相对少;
- (7) 由厂址特征引起的三废和乏燃料处置费用相对少;
- (8) 建立应急设施的工程费和常备费用相对少;
- (9) 与厂址特征有关的上述总投资和总运行维修费用相对少。

以上“相对少”是针对几个可供选择的在技术上可行、在安全上可接受的厂址同其他厂址相比较而言的。

**厂址选择工作** 根据申请建设核电厂单位提出的选址任务书,在指定区域内进行的厂址调查研究工作。其工作范围由大到小、工作深度由浅入深,经多次筛选、优化直到选定适宜厂址,呈逐步逼近过程。厂址选择工作应由申请核电厂的营运单位组织,并委托具有法人资格和具有相应工程经验的设计院完成;设计院负责全面技术工作、提出全部技术文件并承担全部技术责任。参加厂址选择工作的工程技术人员需对选址工作中的一个或几个专业具有全面知识和实践经验。重要的是,厂址选择工作的技术负责人应是对选址工作富有经验者。一个配备适当的、典型的厂址选择工作队伍至少应包含下列专业的技术人员:总平面布置、核电厂建造、地震、地质、岩土力学、水文、气象、核电厂环境评价及经济分析。厂址选择工作中应遵循一系列的法规。

属于基本法规的有:中华人民共和国原子能法(待公布),中华人民共和国环境保护法,中华人民共和国土地管理法,中华人民共和国固定资产投资法(待公布),核安全法规 HAF0100 核电厂厂址选择安全规定和核安全法规 HAF0400 核电厂质量保证安全规定;

属于厂址选择的有:核安全法规 HAF0109 核电厂厂址查勘和核安全法规 HAF0401 核电厂质量保证

大纲的制定;

属于厂址安全评价的有:核安全法规 HAF0101 核电厂厂址选择中的地震问题,核安全法规 HAF0102 核电厂的地震分析及试验,核安全法规 HAF0105 核电厂厂址选择的外部人为事件,核安全法规 HAF0108 核电厂的地基安全问题,核安全法规 HAF0110 滨河核电厂厂址设计基准洪水的确定,核安全法规 HAF0111 滨海核电厂厂址设计基准洪水的确定,核安全法规 HAF0112 核电厂厂址选择的极端气象事件和核安全法规 HAF0113 核电厂设计基准热带气旋;

属于环境影响评价的有:核安全法规 HAF0103 核电厂厂址选择的大气弥散问题,核安全法规 HAF0104 核电厂厂址选择及评价的人口分布问题,核安全法规 HAF0106 核电厂厂址选择中的放射性物质水力弥散问题,核安全法规 HAF0107 核电厂厂址选择与水文地质的关系,国家标准 GB6249—86 核电厂环境辐射防护规定和国家环境保护法规 NEPA—RG1 核电厂环境影响报告书的内容和格式。

厂址选择工作过程通常分为厂址查勘和厂址评价两个阶段。

厂址查勘阶段 属于初步可行性研究范围(见可行性研究),其工作目的是在考虑安全及非安全方面的各种问题之后,确定一个或若干个优先候选厂址。工作内容涉及大区域的研究与调查;工作方式是先否定掉不可接受的地区,再对其余可接受地区内的厂址进行系统的筛选、选择和比较。厂址查勘过程一般从所考虑的区域开始,通过三个步骤来完成,其程序示意图如图 1 所示。

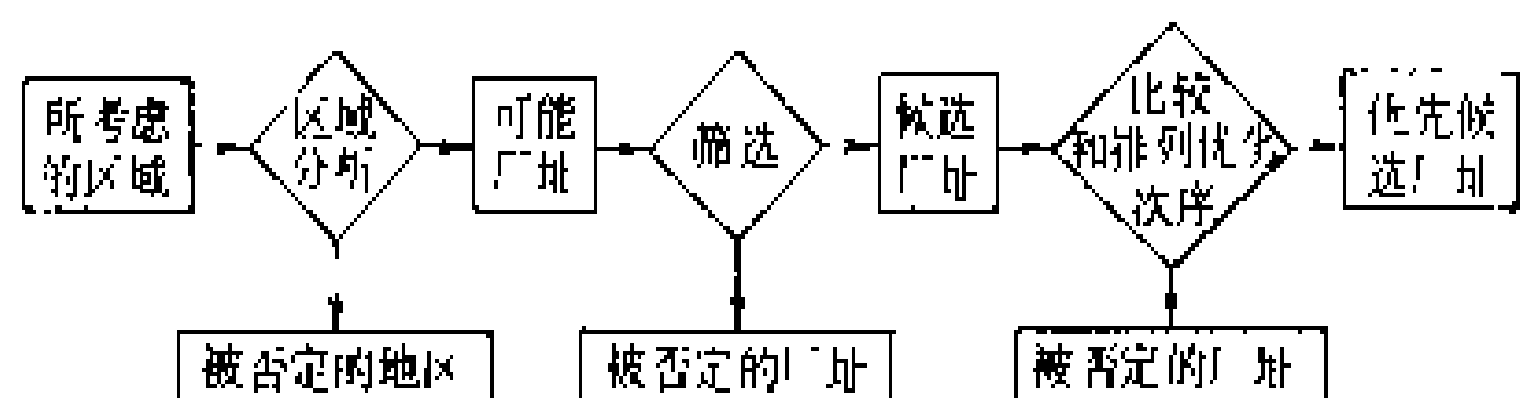


图 1 厂址查勘程序示意图

(1)进行区域分析以查明可能厂址:在区域分析中由于通常所考虑的范围很大,因而在确定每一个可能厂址时,逐个作详细查勘是不现实的,也无此必要。可以采用某些厂址特征的现有资料来淘汰所考虑区域中的大部分地区。用于区域分析的厂址特征选择取决于它们是否与该区域关系密切,能否使用简单否定准则以及所需要的资料是否现成。这些特征的例子有人口密度、地表断裂、火山活动、区域地震、冷却水供应、电力负荷及输配电等。区域分析的结果是在未被否定的地区内确定方圆数平方公里的厂址作为“可能厂址”,这些厂址的面积比核电厂所占用的面积稍大,以便在选址过程的以后阶段中能毫无困难地在其中划定

确切的核电厂位置。通过本步骤的工作通常可选出相当数量的可能厂址。

(2)筛选可能厂址以选择候选厂址:在第一步工作的基础上,采用在区域分析中尚未考虑的另外一些厂址特征以及对那些已考虑的特征用较精确的准则对可能厂址进行筛选。由于在经济上和技术上都不可能对所有可能厂址的全部厂址特征进行深入调查研究,所以在早期可以根据那些能迅速搜集足够资料的厂址特征否定掉一些可能厂址,然后通过可能厂址的踏勘和一些简单的野外考查为选择候选厂址提供资料,以便把罗列的可能厂址集中到少数几个候选厂址。

(3)筛选、比较候选厂址并排列其优劣次序以获得优先候选厂址:由于在本步骤中的厂址数目有限,因而必须搜集有关候选厂址特征的更详尽资料,同时也需投入一定的专题调查工作量。因为这是厂址查勘的最后一步,所以要进行一次核对,以保证不致忽视与区域相关的、有关安全的厂址特征;还应根据已搜集到的有关这些厂址的更详细资料,确认就前一步骤中所考虑的厂址特征而言,其可接受性仍然有效。

厂址评价阶段 属于可行性研究范围,其工作目的是通过对一个或若干个优先候选厂址进行深入详细的调查研究,以确定技术、安全和经济上的适宜厂址,作为上报国家基本建设项目主管部门决策的推荐厂址;在本阶段还要确定与推荐厂址的厂址特征有关的每一个外部事件的设计基准、风险概率,以及由厂址特征引起的附加工程量、施工周期、工程投资及运行费用等。对在厂址评价阶段所涉及的外部事件的评价,按图 2 所示的程序进行;所涉及的核电厂对环境的放射性影响评价的概念模型如图 3 所示。

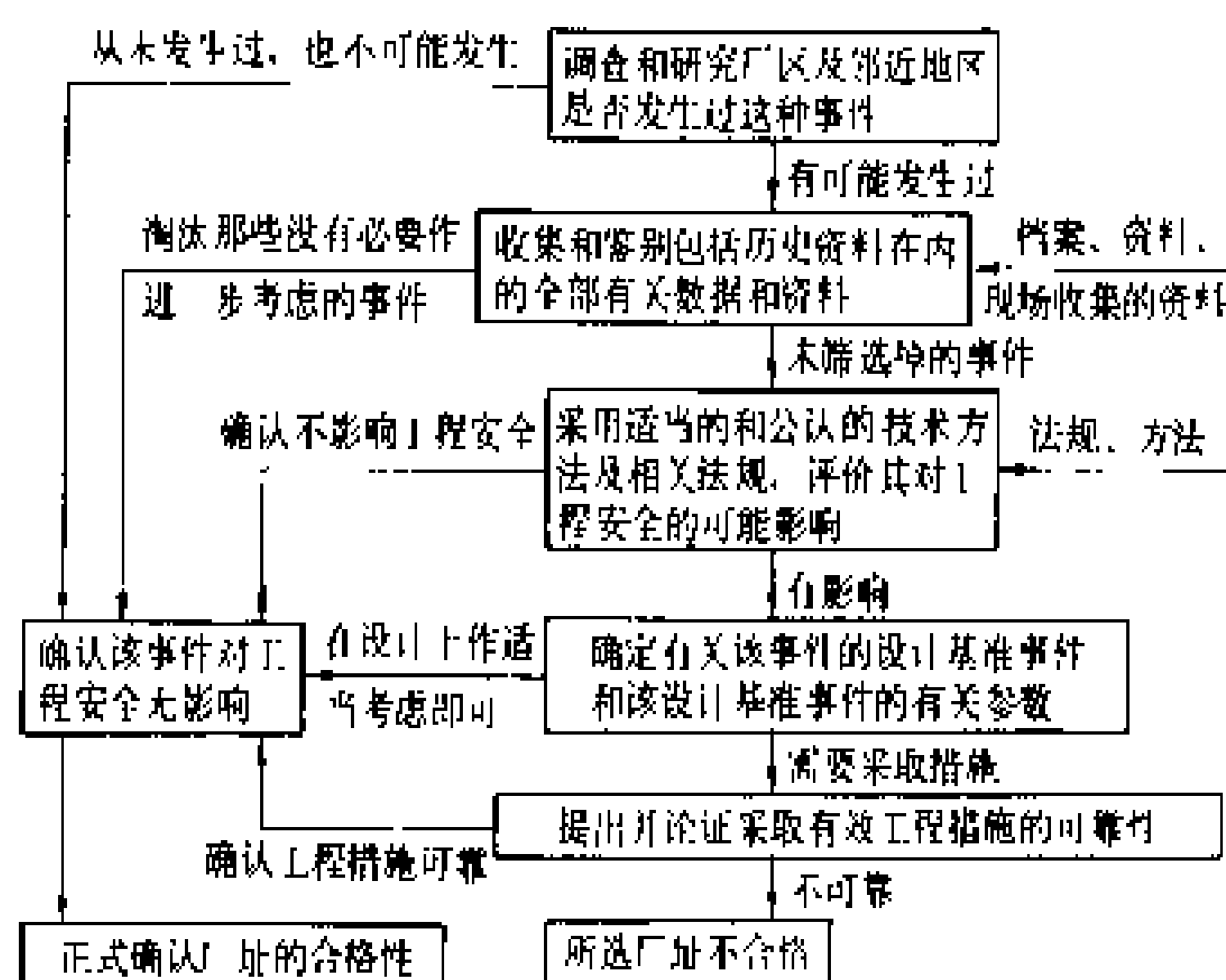


图 2 评价外部事件对核电厂安全影响的程序

运行前的阶段 包括建造开始之后到运行开始之前对厂址的进一步深入调查研究,以便完成和完善厂址特征的评价。



批是由国家基本建设项目主管部门从全局出发所进行的最终审查和批准。当所选厂址获得批准后,厂址选择即告完成。

(吴迪忠 田胜清)

chaoxineng fadian

**潮汐能发电** (tidal power generation) 在潮差大的海湾入口或河口筑堤构成水库,在坝内或坝侧安装水轮发电机组,利用堤坝两侧潮汐涨落的水位差驱动水轮发电机组发电。

**潮汐能可开发资源量计算** 潮汐电站的实际装机容量和发电量,一般用经验公式计算。

(1) 单向潮汐电站

$$N=200A^2F \text{ kW}$$

$$E=0.40 \times 10^6 A^2 F \text{ kW} \cdot \text{h}$$

式中  $A$  为平均潮差,  $\text{m}$ ;  $F$  为水库面积,  $\text{m}^2$ 。

(2) 双向潮汐电站

$$N=200A^2F \text{ kW}$$

$$E=0.55 \times 10^6 A^2 F \text{ kW} \cdot \text{h}$$

**潮汐发电方式** 有单库单向式、单库双向式、双库式、发电结合抽水蓄能式等。

**单库单向式** 只筑一水库,安装单向水轮发电机组,在落潮或涨潮时发电。因落潮发电可利用的水库容量和水位差比涨潮大,故一般采用落潮发电方式。在一个潮汐周期内,电站依充水、等候、发电和等候四个工况运行。①充水工况:停止发电,开启水库,海侧上涨的潮水经水闸和水轮机进入水库,至库内外水位齐平为止。②等候工况:关闭水闸,水轮机停止过水,水库水位保持不变。海侧水位因落潮逐步下降,直至水库内外水位差达到机组起动水头。③发电工况:机组发电,水库水位逐渐下降至与海侧水位差小于机组发电所需的最低水头。④等候工况:机组停机,也不让过水。水库水位保持不变,海侧水位因涨潮逐渐上升,至水库两侧水位齐平,转入下一周期。

**单库双向式** 只筑一水库,安装涨落潮均可发电的机组,或在水工布置上满足双向发电。在一个潮汐周期内,电站依等候、涨潮发电、充水、等候、落潮发电和泄水六个工况运行。一般以落潮发电为主。

**双库(高低库)式** 建两个互相毗连的水库,双向水轮发电机组安装在两水库之间进行发电。其中一水库设有进水闸,在潮位较库内水位高时引水入库。另一水库设有泄水闸,在潮位比库内水位低时,泄水出库。这样,前者总是保持较高水位,称为高库;后者总是保持较低水位,称为低库。高、低库之间终日保持水位差,水轮发电机组可连续发电。

**发电结合抽水蓄能** 在电站水库水位与潮位接

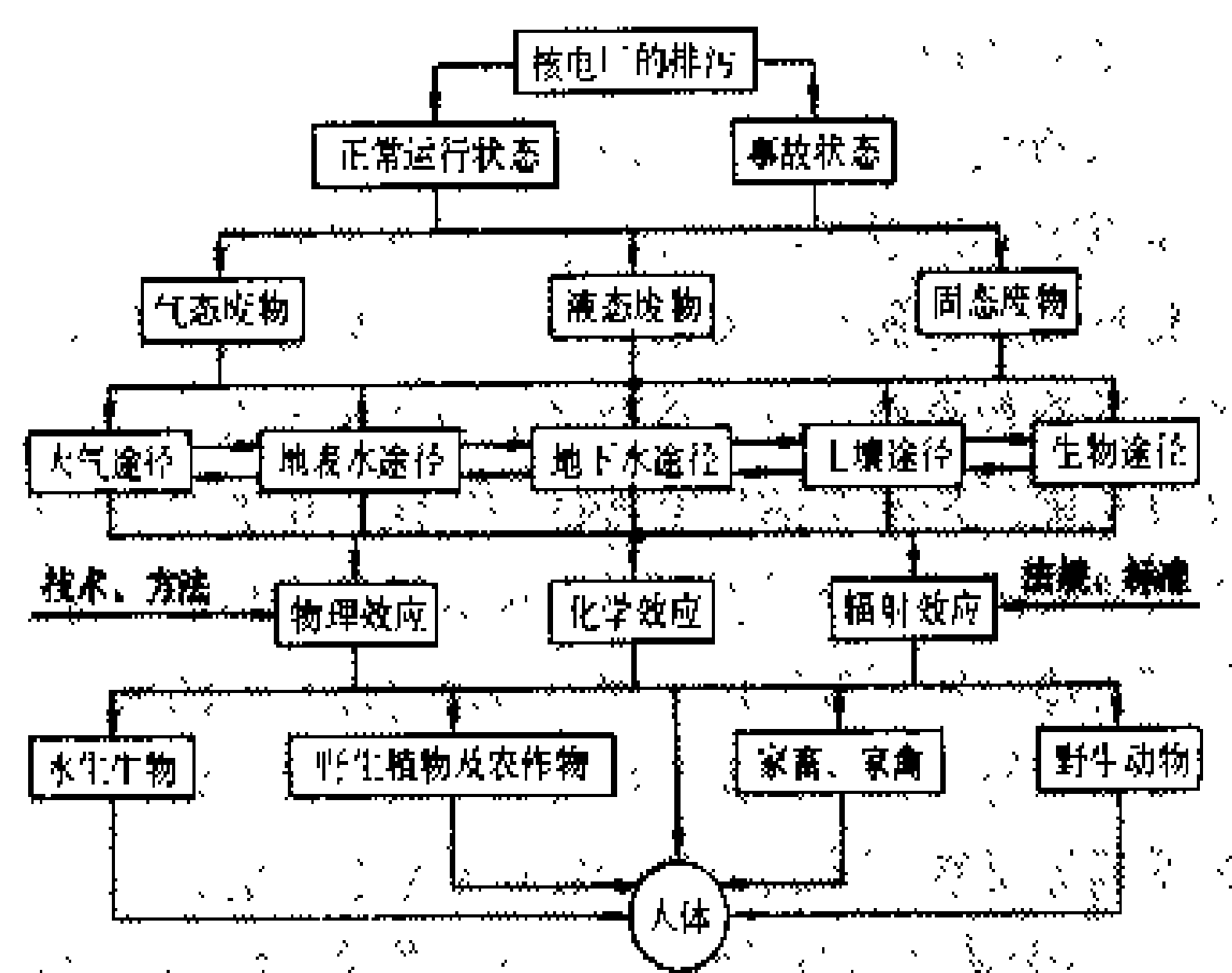


图3 核电厂环境影响评价的概念模型

**厂址选择报告** 厂址选择工作的主要成果。该报告是对所选厂址的技术、安全和经济的综合论证报告,也是国家基本建设项目主管部门批准厂址的基本依据,经审查批准之后即作为设计依据。厂址选择报告的基本内容包括:①任务依据,责任者(承担单位、参加人员)及工作概况;②所遵循的法规、标准;③厂址概貌和特征;④主要技术、经济评价;⑤安全评价;⑥环境影响评价;⑦当地政府意见;⑧存在问题及处置对策;⑨结论及需补充进行的工作。此外,还应包括下述附件:①厂址地理位置图,②总平面布置图;③各项协议文件;④各项勘察、试验和观测的专题报告及其他支持性文件。

**厂址审批** 所选厂址获得国家基本建设项目主管部门批准所必须进行的审查及最终确定厂址的工作过程。如图4所示,厂址审批包括专门审批和决策审批。专门审批是由各个与核电厂建设有关的国家专管部门进行的技术经济、核安全、环境影响、职业卫生和人文社会方面的专门审查,这种审查包括必要的计算复核工作,是全面系统的审查,各专管部门根据审查结果分别提出相应的审批报告作为决策审批的依据。决策审

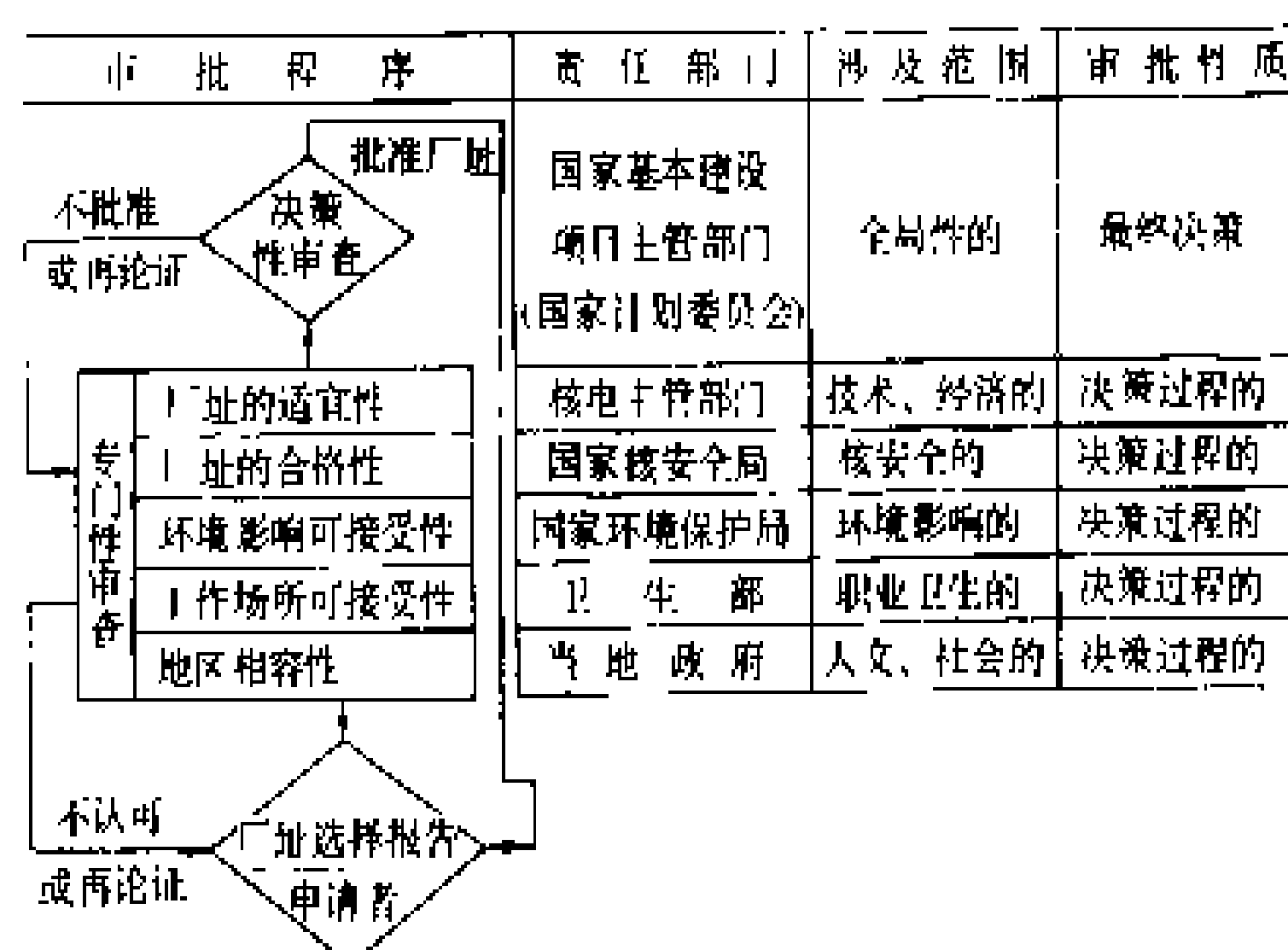


图4 厂址审批工作程序



近,而且水头小时,用电网的电力抽水蓄能。涨潮时将海水抽入水库,落潮时将库内水往海中抽,以增加发电时的有效水头,增加发电量。

按正规半日周期潮计,单库单向式每昼夜发电2次,平均日发电9~11h;单库双向式每昼夜发电4次,平均日发电14~16h,发电时间和发电量均比单库单向式多,但由于要兼顾正反两向发电,发电平均效率比单库单向式低,而且机组结构较复杂。目前国内外研究认为,双库造价昂贵,单库落潮发电较好。但何种方式最佳,要根据当地潮型、潮差、地形条件、电力系统负荷要求、发电设备的组成、建筑材料和施工条件等技术经济指标进行选择。

**潮汐电站工程和设施** 潮汐电站工程主要由电站建筑物和机电设备组成。电站建筑物主要有堤坝、泄水闸和发电厂房等,有通航要求的潮汐电站还应设置船闸。

**堤坝** 用来将水库与外海隔开,形成落差。多用海上围堰法筑粘土心墙坝、堆石坝和土坝。因筑于海上,施工条件恶劣,近年国外使用预制混凝土浮运沉箱法筑坝建站。

**泄水闸** 用来对水库泄水和充水。闸型一般采用平原地区挡潮闸常用的胸墙孔口平底堰闸。近年,中国发展了预制浮运闸。这种闸先预制好各种闸门构件,由船浮运到建闸地点,定点沉放安装而成。施工时不用围堰或在岸上开挖,施工方法简单,工程量少,投资少,在中国沿海大量使用。

**发电厂房** 包括水轮发电机组、输配电设备、起重设备、中央控制室、下层水流通道和闸门等。

**水轮发电机组** 对机组的要求为:①满足潮汐低水头大流量的水力特性。②机组一般在水下运行,对机组的防腐、防污、密封和发电机的防潮、绝缘、通风冷却、维护等要求高。③机组随潮汐涨落发电,开停机次数频繁。在电气方面,要选用适应频繁起动和停止的开关设备。④对双向发电机组,由于正反向旋转,相序也相应变换,在设计电气主结线时,需考虑安装倒向开关,使电源接入系统或负荷时,保证相序固定不变。

潮汐电站一般采用贯流式机组。机组的特点是:过流量大,比转速高,高效率区比较宽广,在相同容量下,转轮直径比竖轴有蜗壳的轴流式机组小,机重相对减轻,可降低机组投资;机组为卧式,可布置于潮位变动部分的水下,降低了厂房的高度,减少了开挖量;水轮机进水管采用顺直水流的流道,代替蜗壳及弯形尾水管,使机组间距小,减少了厂房的长度。贯流式机组种类很多,主要有灯泡贯流式、全贯流式、竖井贯流式、明槽贯流式和轴伸贯流式。灯泡贯流式和全贯流式是

新型机组。

**灯泡贯流式** 这是20世纪60年代发展起来的新型机组。水轮机和发电机连成一轴(或中间通过行星齿轮增速器连接),发电机安装于水密封的灯泡体内,整个装置卧置于厂房下的水流通道中,水流通过水道时,推动水轮发电机组发电。它的主要特点是:水流通过流道时比较直,长度也较短,水能损失少,发电效率高,机组结构紧凑,外形较小,所需厂房规模也小,故工程量和投资均较少。缺点是:灯泡体耗钢量大,对增速要求高。发电机的散热冷却,靠强迫空气内部循环流动,通过灯泡体与外界海水接触实现。法国朗斯潮汐电站和中国江夏潮汐试验电站都采用这种机组。朗斯电站机组可进行正、反向发电及正、反向供水和正、反向泵水六种工况运行。江夏电站机组可进行正、反向发电和正、反向泄水四种工况运行。

**全贯流式** 也称叶缘贯流式。它是目前最先进、效率最高的机组。水轮机安装在顺直的流道上。主要特点是:将发电机的转子用软连接方法安装于水轮机转轮的外缘上,定子固定在转轮外围的流道壁上。发电机的定子和转子需加以密封,以防止渗水。机组可安装于通道中的混凝土墩内,以替代通常所用的灯泡体结构。发电机的位置与水轮机的流道无关,没有灯泡式机组中加长铁芯设计的困难。但水轮机密封困难,所以技术要求高。这类机组没有发电机轴、转子轮轴及一些常规部件,所以较经济,造价比灯泡式机组低,上建投资也少。

潮汐电站工作在海洋环境中,金属材料在海水中腐蚀速度快、生物附着污损大。另外,泥沙淤积于库内或尾水区,影响机组运行。所以要解决防腐、防污和防淤、排淤问题。防腐一般采用防蚀涂料与外加电流阴极保护的方法;防污多采用防污涂料为主并辅以电解海水的方法,也可采用防蚀涂料加人工清污等方法;防淤多设置沉沙池和筑海堤等;排淤则有集中水头冲刷(如设置冲沙闸或高低闸门冲沙)、用耙掀起库底泥沙在落潮时排出和挖淤等方法。

建潮汐电站的目的,主要是获得电力。但堤坝工程改变了自然条件和周围环境,可同时进行围垦种植、水产养殖、旅游、交通等综合开发。

**历史、现状和发展趋势** 1912年德国在石勒苏益格-荷尔斯泰因州的苏姆建成世界第一座潮汐电站。以后,潮汐资源丰富的国家,包括法、苏、英、美和加拿大等国,都进行了潮汐发电的开发。目前,世界上已建成的较著名的潮汐电站有:法国的朗斯潮汐电站,装机容量240MW,年设计发电量5.44亿kW·h,1967年投入运行,至今已正常运行了20多年(参见彩图插页第40页71图);苏联基斯拉雅潮汐试验电站,装机



400kW, 1968 年投入运行; 加拿大芬地湾安纳波利斯中间试验电站, 装机 20MW, 1984 年投入运行。中国于 70 年代先后建成了一批小型潮汐电站。到 1991 年初, 中国潮汐发电总装机容量为 11000kW, 发电规模仅次于法国和加拿大。建成并投入运行的电站有浙江温岭县乐清湾江厦潮汐试验电站, 装机 3200kW, 是中国最大的潮汐试验电站 (参见彩图插页第 40 页 72 图)。此外, 还有山东白沙口、浙江岳浦、江苏浏河、广东甘竹滩、浙江海山、浙江沙山、广西钦州果子山和福建幸福洋等 8 座潮汐电站。

目前世界上计划建设的电站不少。如加拿大芬地

湾装机 4000MW 的科比阔特电站, 英国塞文河的 4000MW 电站, 韩国装机 400MW 的加露林电站, 印度卡奇湾电站, 苏联卢姆鲍夫电站等都在进行规划和建设。据联合国《开发论坛》估计, 到 2000 年世界潮汐发电量可达到 300~600 亿 kW·h。只要能够解决海工建筑物的结构型式和施工方法问题, 松软坝基的处理和防渗问题, 建筑物抗台风问题, 新型机组的研制问题, 防腐、防污、防淤、排淤和综合利用问题, 潮汐电站建设成本将会进一步降低, 一批新型的大中型电站将会陆续建成。

(张焕芬)



Dayawan Hedianchang

**大亚湾核电厂** (Daya Bay Nuclear Power Station) 坐落在广东省深圳市以东的大亚湾畔的大鹏半岛上,距香港市中心 50km,距深圳市中心 45km。大亚湾核电厂全貌参见彩图插页第 5 页 14 图。

该核电厂由广东核电投资有限公司与香港核电投资有限公司合资组建的广东核电合营有限公司负责建设和营运。它是中国改革开放以来最大的中外合资项目,是从国外引进技术、设备,具有 80 年代后期国际先进水平的中国第一座大型商业压水堆核电厂。

大亚湾核电厂安装两座电功率 900MW 压水堆核电机组。核岛设备由法国法马通公司 (Framatome) 供应,常规岛设备由英国通用电气公司 (General Electric Co., GEC) 供应,配套设施的设备从世界各国 (包括中国) 采购,核电厂设计和建设的总体技术责任由法国电力公司 (Electricité de France, EDF) 承担。

该项目于 1982 年年底获得批准,1983 年筹建,1984 年 4 月开始前期准备工作,1986 年 4 月与各主要合同商签定意向书,同年 9 月签定正式合同,10 月合同生效。主体工程于 1987 年 8 月 7 日浇灌第一罐混凝土。经过土建施工、安装、调试,一号机组反应堆于 1993 年 5 月装首炉核燃料,7 月达到临界,8 月并网,1994 年 2 月投入商业运行。二号机组比一号机组晚 3 个月于 1994 年 5 月投入商业运行。

大亚湾核电厂建设始终遵循“安全第一、质量第一”的方针,建立起一套质量保证体系,按照现代化的科学管理模式,严格要求,精心施工。所有竣工验收的项目,都达到了优质水平。

核岛 M310 型属法国 900MW 标准系列 CPY 的改进型,其额定热功率为 2905MW。一回路有三个环路,一回路压力为 15.5MPa,反应堆的出口水温为 327.6℃,进口水温为 292.4℃,反应堆内装 157 个 17×17 全锆格架 AFA 型燃料组件,每个组件中有 264 根燃料棒,棒外径为 9.5mm。反应堆共有 53 束控制组件,每束由 24 根银-铟-镉合金棒或不锈钢棒组合而

成。

反应堆每年更换三分之一燃料,卸料的平均燃耗达 33000MW·d/tU。为了给今后的发展留有余地,设有 8 台备用的控制棒驱动机构,以便在必要时增加控制组件数量,以适应每年四分之一换料方案,或长周期、高燃耗换料方案。

大亚湾核电厂已实现了美国三里岛核电厂事故后的各项改进措施,例如对设备和监测仪表的改进,增设安全控制盘,改善人机联系,增设技术支持中心,增设砂堆过滤器等。此外,根据法国核电厂历年发生的各种故障和所进行的改进,特别是有关核安全的改进,采取了相应的措施。

核岛产生的蒸汽流量为 5800t/h,进入汽轮机的蒸汽温度为 276.7℃,蒸汽压力为 6.47MPa。

汽轮机由一个双流高压汽缸和三个双流低压汽缸组成,额定转速为 3000r/min。当海水温度为 23℃时,汽轮发电机组的连续出力为 983.8MW,热耗率为 10697kJ/(kW·h),核电厂的效率为 33.8%。

为了抽取海水送入凝汽器对汽轮机排汽进行冷却,在海边设有水泵房,两台机组的海水冷却水总流量为 90m<sup>3</sup>/s。在冷却水的吸入端装有直径 15m 的旋转滤网,以防止海生物和其他杂质进入。在冷却水中添加微量次氯酸钠,以杀死进入冷却水的小型海生物,防止它在设备内部附着生长。

对核电厂一回路和二回路的补水系统设有一套除盐水处理装置。它将水库中引来的淡水,经脉冲式澄清池、沙层过滤器、一级阴离子交换、一级阳离子交换及一级强酸和强碱树脂组成的混合床进行除盐处理后,送入核电厂的各有关系统。

发电机出口电压为 26kV,一号机组的电力通过三台各 375MV·A 的单相变压器升压到 400kV,由高压输电线路输往香港电网,二号机组的电力由另外三台单相变压器升压到 500kV,通过高压输电线路输往广东电网。在开关站内还设有 400/500kV 联络变压器,以调整两者电力的比例。

因地处海滨,为防止大气中的盐雾影响,400/500kV 开关站为屋内型,全套 400/500kV 高压开关和高压母线均采用六氟化硫 (SF<sub>6</sub>) 组合电气设备。

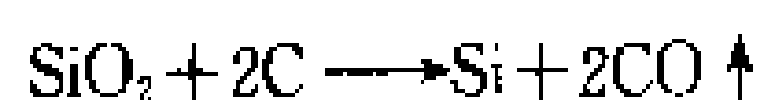
核电厂本身具备有负荷跟随的能力,但为了提高核电厂的经济效益,在广东省从化县建成了与核电厂配套的广州抽水蓄能电站,可以吸纳低谷时期核电厂多余的电力,使核电厂以基荷运行。这样核电厂年发电量可达 100~126 亿 kW·h。按合营合同规定,在投产后的 20 年合营期内,70% 的电力输往香港,30% 的电力输往广东。

(沈俊雄)

## 单晶硅太阳能电池 (single crystalline silicon solar cell)

用单晶硅材料制成的pn结太阳能电池。它是目前最成熟、最稳定、最可靠、应用最广的太阳能电池。这是因为：①对硅单晶材料特性和器件制造工艺的研究最为成熟；②由于空间和地面应用的促进，对硅太阳能电池结构及特性的分析比较彻底；③硅元素在地球上的丰度较高，对人类是安全元素。

单晶硅为金刚石结构，晶格常数为  $5.43 \text{ \AA}$ ，熔点为  $1420^\circ\text{C}$ ，热导率为  $1.40 \text{ W/cm} \cdot ^\circ\text{C}$ ，是一种禁带宽度为  $1.12 \text{ eV}$  的间接跃迁材料，密度为  $2.328 \text{ g/cm}^3$ 。抛光的单晶硅片，对太阳光的反射率为  $34\%$ 。从石英砂到多晶硅的制备过程，主要由以下化学方程式决定：



用切克劳斯基法(即直拉法)和区熔法都可以得到纯度较高的单晶硅锭。

地面用单晶硅太阳能电池的制造工艺流程如图1所示。

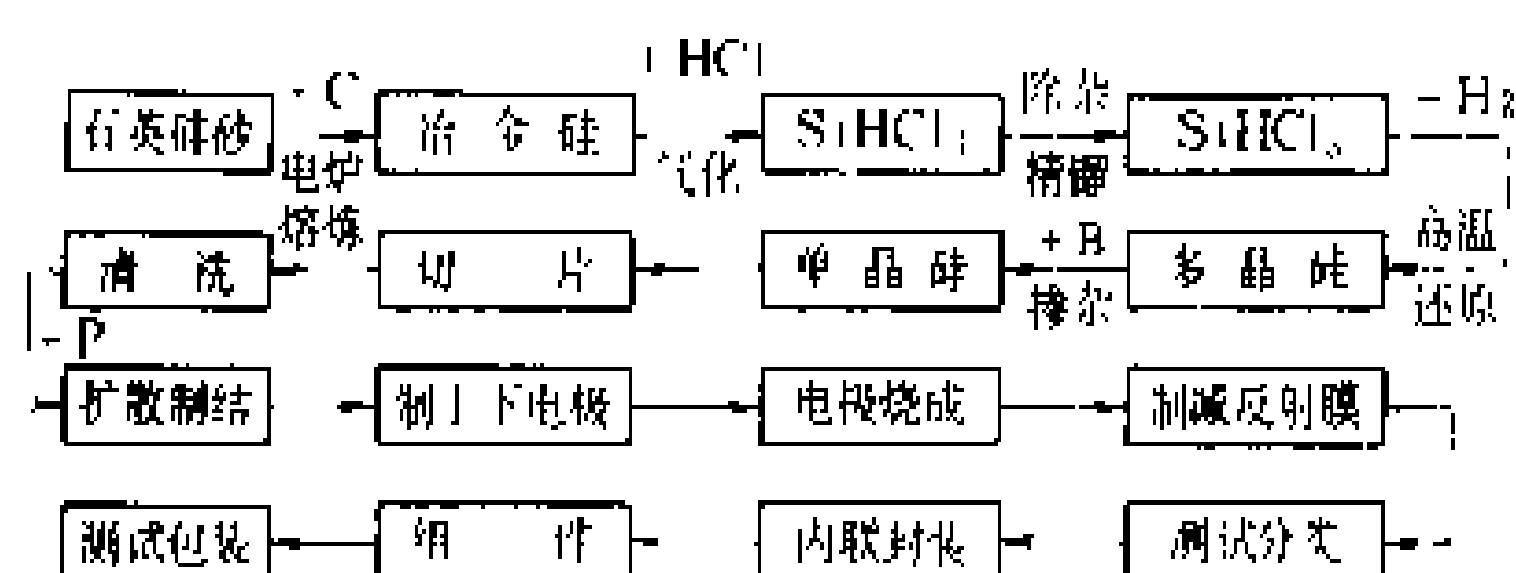


图1 单晶硅太阳能电池制造工艺流程

典型的单晶硅太阳能电池的基本参数如下：

面积  $S = 10 \times 10 \text{ cm}^2$

厚度  $\delta = 0.2 \sim 0.35 \text{ mm}$

基片电阻率  $\rho = 0.3 \sim 10 \Omega \cdot \text{cm}$

表面杂质浓度  $N_s = 10^{19} \sim 10^{21} / \text{cm}^2$

结深  $X_j = 0.15 \sim 0.3 \text{ mm}$

基区少子寿命  $\tau_p = 5 \sim 250 \mu\text{s}$

上电极材料：银浆

背电极材料：铝或铝加银浆

减反射膜材料：T: D<sub>1</sub>

减反射膜厚度  $\delta_A < 0.1 \mu\text{m}$

电池反射率  $R < 6\%$

开路电压  $U_{oc} = 0.55 \sim 0.59 \text{ V}$

短路电流密度  $J_{sc} = 25 \sim 34 \text{ mA/cm}^2$

最佳工作电流  $I_m = 2.4 \sim 2.7 \text{ A}$

最佳工作电压  $U_m = 0.42 \sim 0.47 \text{ V}$

最大输出功率  $P_m = 1.2 \sim 1.4 \text{ W}$

填充因子  $F.F. = 0.68 \sim 0.74$

光电转换效率  $\eta_n = 12\% \sim 14\%$

串联电阻  $R_s < 0.5 \Omega / \text{cm}^2$

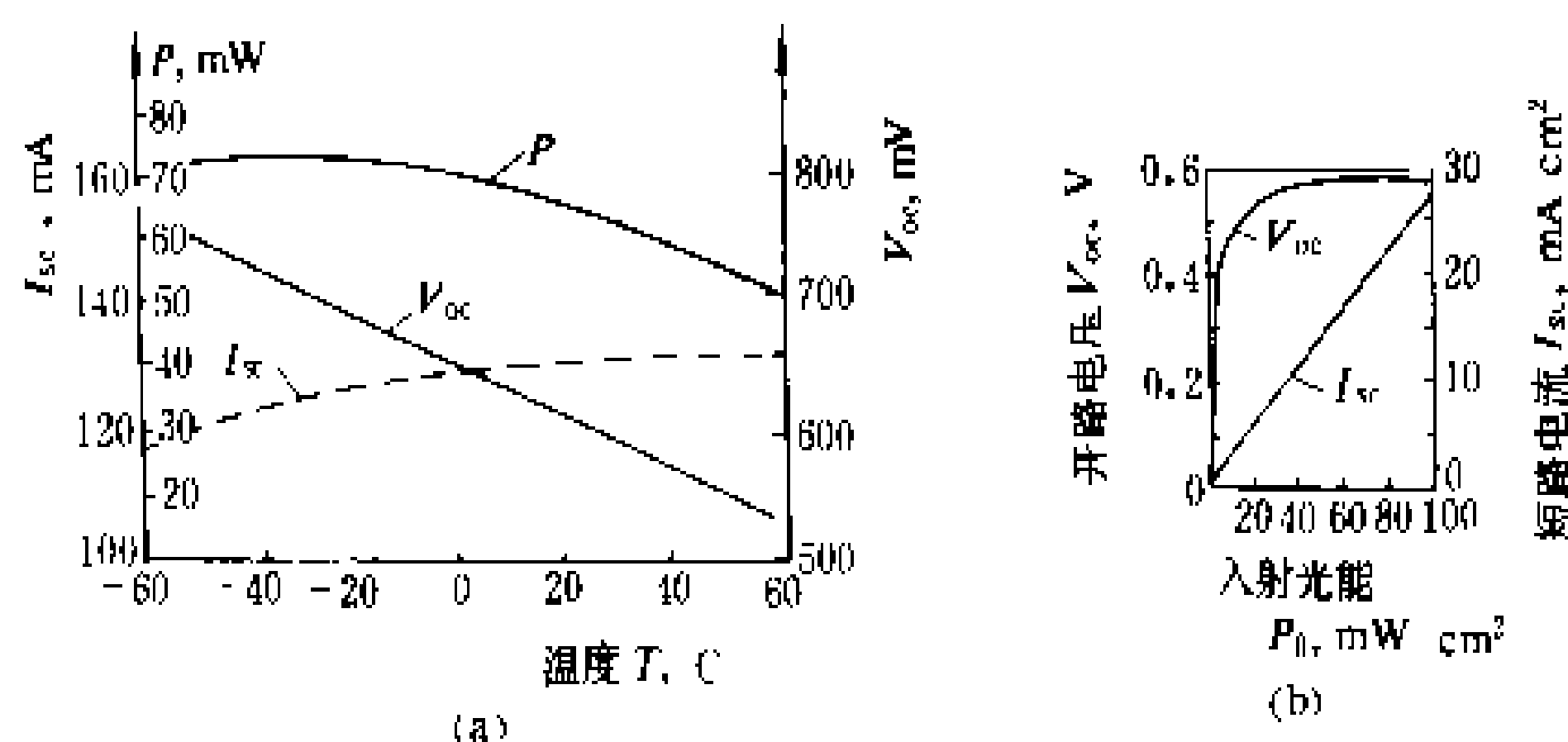


图2 单晶硅太阳能电池的温度特性和光电特性

(a) 温度特性；(b) 光电特性

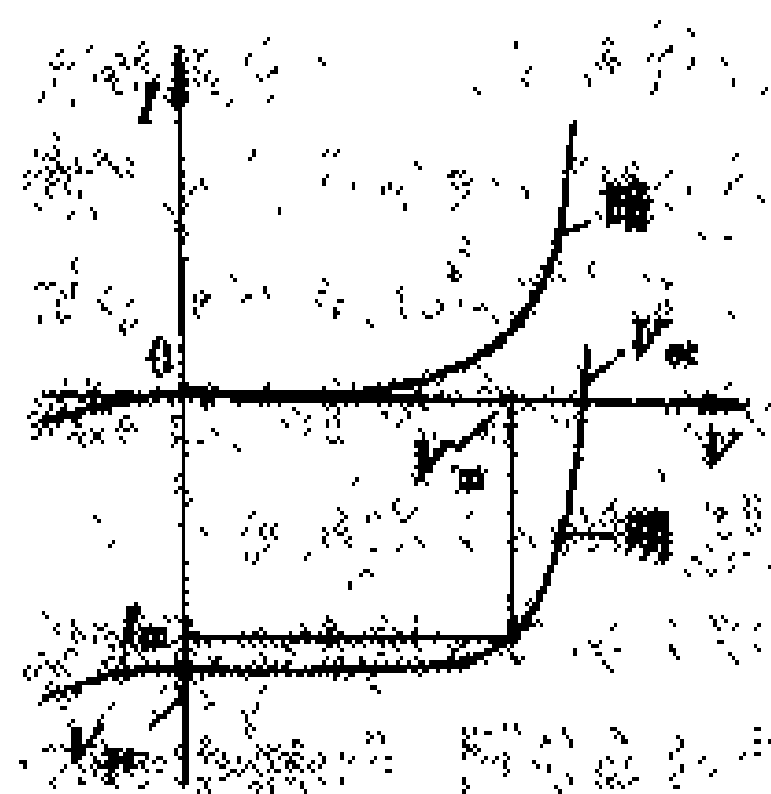


图3 单晶硅太阳能电池的性、明暗伏安特性以及明暗伏安特性

(pn结的整流特性和太阳能电池的暗特性相同，受照明时暗特性曲线下移，成为明特性曲线)

并联电阻  $R_p > 500 \Omega / \text{cm}^2$

电压温度系数  $\alpha = 1 \sim 2.0 \text{ mV/C}$

标准测试条件 AM  $1.5 \text{ mW/cm}^2, 25^\circ\text{C}$

单晶硅太阳能电池的温度特性和光电特性

不同光强条件下太阳能电池输出特性等如图2~图4所示。

空间用单晶硅太阳能电池，对材料的要求更严，常用真空蒸发制备 T-Pd-Ag 复合电极。一般

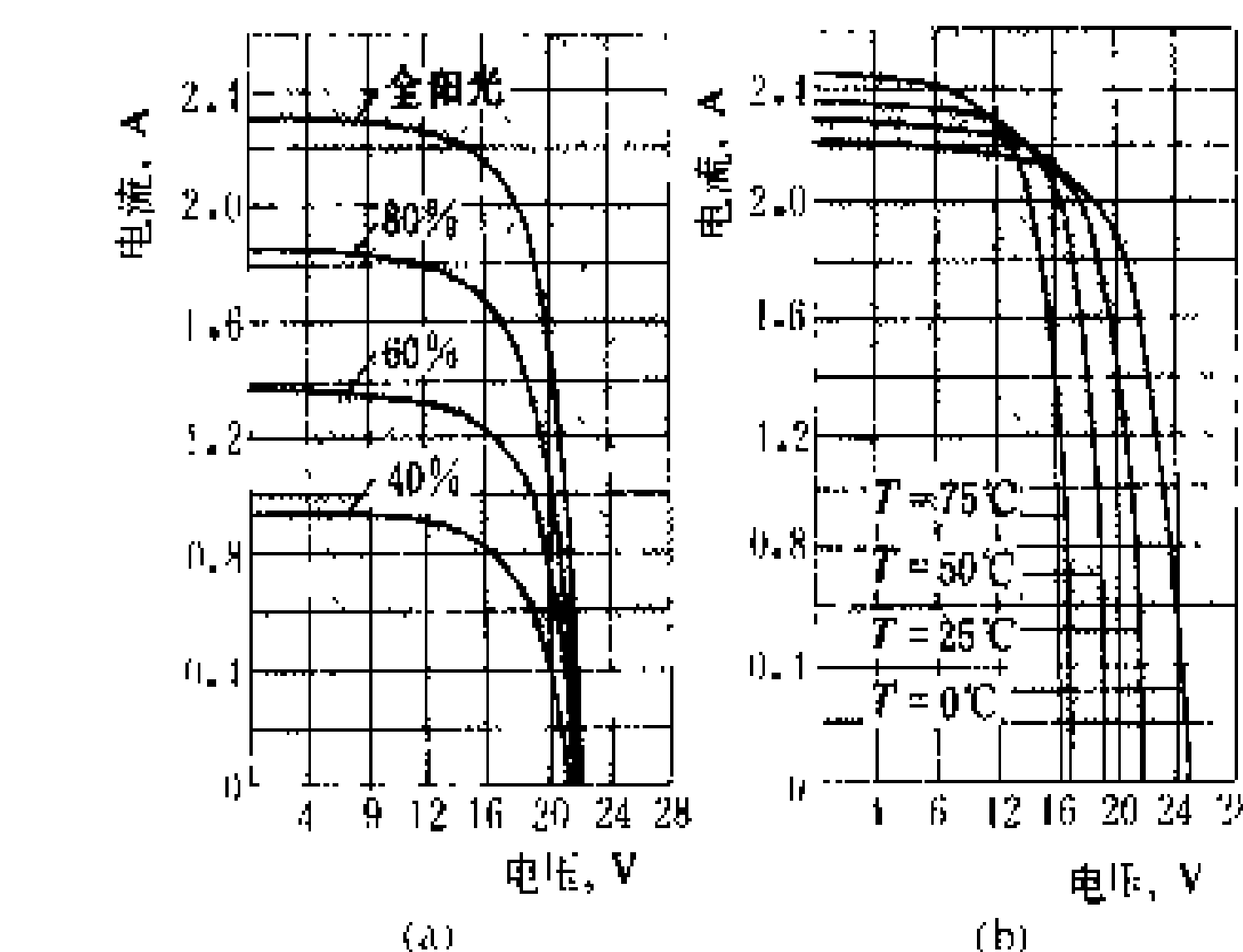


图4 不同光强不同温度条件下

太阳能电池的输出特性

(a)  $T = 25^\circ\text{C}$ ，不同光强下的性能；(b)  $\text{AMI} = 1 \text{ kW/m}^2$ ，

不同温度下的性能

光电特性与地面太阳能电池相同。空间单晶硅太阳能电池正向超薄方向发展。

单晶硅太阳能电池的理论效率为 25%，现在已经达到 23%。已经采用了多种技术来提高太阳能电池的效率，这主要有：①绒面电池；②背场电池；③浅结电池；④多层减反射膜；⑤隐埋电极技术；⑥正面沟槽技术；⑦交叉点接触电极；⑧正面高低结技术；⑨表面钝化技术；⑩MINP 复合结技术等等。

(崔容强)

danxiang liu

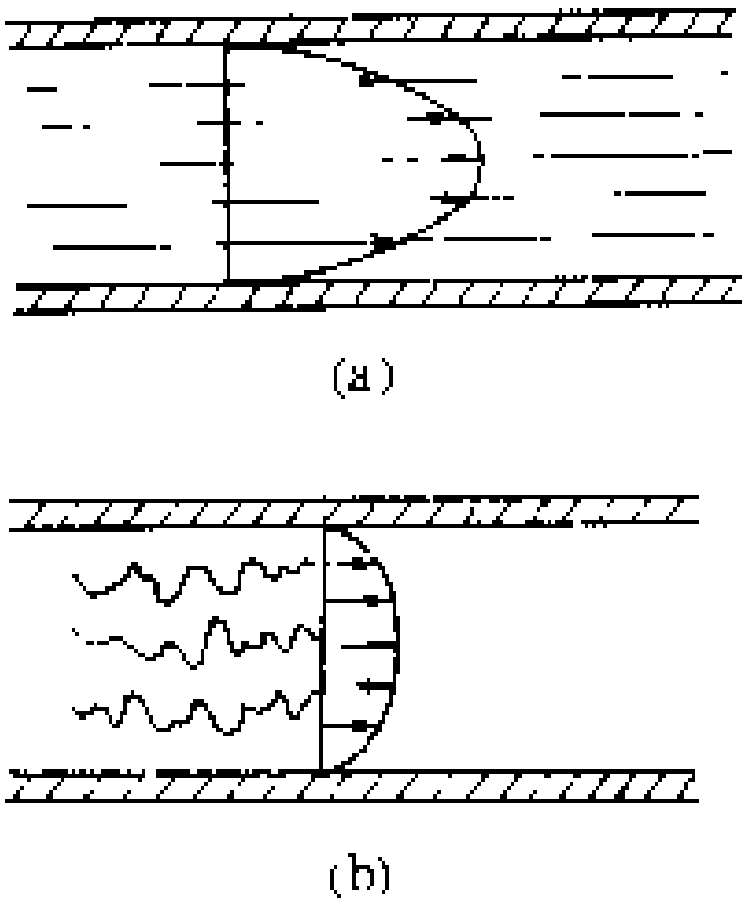
**单相流** (single-phase flow) 系统内只有一种物相的流动。反应堆内的液体冷却剂(例如，水或液态钠)或气体冷却剂(例如氦和二氧化碳)的流动一般都是单相流。

可以根据雷诺数  $Re$  的大小将单相流分为层流和湍流。

**层流** 全部流体质点在其各自流线上的分层流动，又称流线流。流体各部分的运动方向都平行于流道的壁面。在圆管内的层流中，速度分布呈抛物线型，在紧贴管壁处的速度值为零，管子中心线上的速度为最大值，见图(a)。圆管中流体的平均速度是最大速度的一半。

在圆管内的单相流中，当雷诺数  $Re$  低于 2300 时，为层流；当雷诺数大于 2300 时转变为湍流。

**湍流** 流体各部分处于不规则混乱状态下的运动，无清晰的流线，流体由很多旋涡组成，见图(b)，没有两个流体元能沿相同的或相似的路径运动。管内湍流的最大速度在中心线上。光滑管内湍流的速度分布比粗糙管内湍流的速度分布更平坦。平均速度与中心最大速度之比从 0.74 左右(粗糙管)升至 0.88 左右(光滑管)。



圆管中的层流与湍流  
(a) 层流；(b) 湍流

在湍流中，流体的局部速度和压力有不规则的脉动变化。脉动变化的随机性是湍流的基本特征。

通常把等温液体冷却剂流动看作是\*\*不可压缩的单相流\*\*，即，认为流场中流体密度是常数。对压力变化较小的等温气体流动，当气流流速远低于当地音速时，亦可近似地看作为不可压缩的单相流。

描写不可压缩单相流动量守恒的是纳维耶-斯托克斯方程： $\rho \frac{d\vec{V}}{dt} + \rho (\vec{V} \cdot \nabla) \vec{V} = -\nabla p + \rho \vec{f} +$

$\mu \nabla^2 \vec{V}$ ，式中， $\rho$  是流体密度； $\vec{V}$  是流体速度矢量； $p$  是流体压力； $\vec{f}$  是单位质量的体积力(如重力)； $\mu$  是流体粘度； $t$  为时间。上述偏微分方程和连续方程  $\nabla \cdot \vec{V} = 0$  以及边界条件是对湍流流动进行分析的主要方程。

除上述理论分析方法外，还常用实验方法来研究反应堆单相流的流动特性，例如对堆芯上、下腔室内的流动特性的实验研究。

(赵兆颐)

dengliziti buwendingxing

**等离子体不稳定性** (plasma instabilities)

使处于平衡态的等离子体的形状发生畸变或使其进入湍态的物理过程或物理现象的总称。在高温等离子体中，由于带电粒子间以及它们与电磁场间复杂的相互作用，存在着多种宏观的及微观的作用机理，使等离子体的固有微扰或外来微扰在一定条件下能迅速增长，一些最严重的扰动可以在短时间内破坏约束。通常用“模式”来称呼不稳定性。有时，不同模式指不同的物理特性，如理想模、电阻模、静电模、电磁模等；有时，以不同的空间结构来区分不同的模，并用它们的傅里叶分解指数来做模的标记。还普遍地把为数众多的不稳定性分为两大类，即宏观的(又称磁流体的)不稳定性及微观的(粒子动力的)不稳定性。从物理特征上看，宏观不稳定性涉及宽的空间区域(等离子体约束区的一部或大部)，并可用磁流体模型描述；微观不稳定性却具有细微的空间结构，且需用粒子动力论模型来描述。宏观不稳定性总是伴随有等离子体位形的畸变(严重时使约束破坏)，这种畸变是十分危险的；微观不稳定性一般使等离子体进入湍态，其标志是粒子和能量的输运系数有很大增加，这种现象被称为反常输运。

**宏观不稳定性** 磁约束位形是人为地在实验室中产生的，相应的等离子体宏观平衡态一般不是“位能”最低态。当约束位形受到微扰时，在一定条件下，等离子体—电磁场体系的一部分能量可以转换成等离子体的动能。随着电流、磁场、等离子体压强等宏观参数在空间分布上的调整，等离子体的形状会发生变化。有时这种调整因系统达到新的稳定的平衡态而终止，它们影响了但并未完全破坏约束；但也有多种危险的不稳定性，它们可以在极短的时间内完全破坏约束。对一种磁约束位形来说，要完全排除各种宏观不稳定性是不可能的，但必须排除那些最危险的不稳定性。经过几十年的理论和实验研究，已在一系列约束位形中，通过选取适当的参数范围(稳定运行区)，实现了大体上的宏观稳定运行。托卡马克装置是其中最成功的一个范例。

托卡马克装置的宏观不稳定性 托卡马克中通有

很大的环向电流使等离子体获得平衡和进行欧姆加热,但这种电流可以引发多种磁流体不稳定性。在托卡马克中,利用强环向磁场可以完全抑制早期在箍缩放电实验中观察到的腊肠型不稳定性和有条件地控制扭曲型不稳定性,这个条件就是限制总电流量。常常用一个叫“安全因子”的物理量

$$q_s = \frac{5a^2 B_t}{R I_p}$$

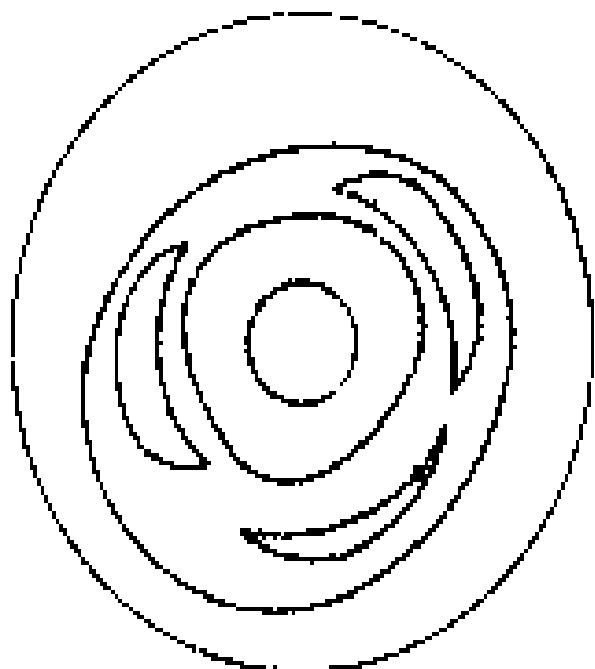
来表示这种限制,式中  $a$  和  $R$  为等离子体环的小半径和大半径,  $B_t$  为环向磁场强度,  $I_p$  为环向电流,都用 MKS 制计算。对大多数托卡马克来说,  $q_s > 2.5$  即可实现稳定运行,但是,由于多种较难控制的原因,常常还会发生一种很危险的不稳定性,即电流的突然中断,这种现象被称为破裂。

**破裂不稳定性** 在稳定区外,托卡马克放电会很快熄灭;在稳定区内,也有一定概率发生电流突然断裂使放电熄灭的现象,它对大型装置危害很大。产生电流断裂的原因是一种与等离子体有限电阻效应有关的“撕裂模”不稳定性,它们使一些称为有理磁面的空间区域(该处磁力线绕环转动有限次后闭合)的磁场位形裂开,形成磁岛结构(见图)。如果一个或数个磁岛发展到覆盖很大一部分约束区域,或磁岛与器壁或孔阑接触,电流很快就发生断裂,随后杂质大量渗入中心区域,等离子体能量很快失去,放电中止。诱发破裂的原因很多,主要有:等离子体平衡位置失控,电流变化过剧,补充送电过快,加热条件失配,杂质大量渗入,等等。控制破裂的方法包括:选择良好的参数区,控制杂质,送气优化及设法调整电流分布(反馈、选择性加热等)。

**内破裂与锯齿振荡** 除大破裂外,在等离子体中心区域(一般为  $r/a < 0.4$  内),还会发生程度较低的破裂,同时中心区域的电子温度随时间的变化呈锯齿状。这种磁流体活性与内扭曲模有关,也是托卡马克中一类重要的不稳定性,影响中心区约束、加热效果及杂质行为。

**微观不稳定性** 这是一些空间尺度很小的扰动,它们使等离子体在一定程度上成为湍性介质,具有非常大的横越磁场输运系数(扩散、导热),从而影响磁约束性质。产生微观不稳定性的主要机制有:

- ①等离子体密度 等离子体约束区中形成与温度空间分布的不均匀性 (这是无法避免的);
- ②环形约束系统中存在轨道特性特殊的一类粒子,即捕获粒子,它们只在环的一部分区



m=3 磁岛示意图

域运动,它们易于和电磁微扰场共振而引发不稳定性;

- ③强功率加热产生的高能粒子群与电磁波的作用。各类微观不稳定性与参数间关系十分复杂,不可能完全抑制它们。实际的做法是从整体上寻求好的约束状态。在强功率加热条件下,已发现有几种状态,其中一种好的状态称 H 态;另一种差的状态称 L 态。两者对应的能量约束时间差 2~3 倍。好约束态非常有利于托卡马克聚变堆的设计。

**磁镜型不稳定性** 这是另一类典型的微观不稳定性,磁镜约束位形中等离子体速度分布的各向异性(因接近平行于磁力线方向运动的粒子已从约束区漏失),它诱发高频电磁振荡,反过来又加大粒子损失。在空间等离子体中有许多类似的现象。

(石秉仁)

dengliziti jiare

**等离子体加热** (plasma heating) 利用外加功率源来提高等离子体温度的方法和技术手段的总称。聚变装置中的等离子体是由人工方法(绝大多数情况下是将燃料气体电离)产生的,起始温度仅几十万度(或几十电子伏特),需不断从外部输入能量来继续提高其温度,直至达到能满足自持反应条件(此时氦氖反应产生的  $\alpha$  粒子将起加热功能,维持必要的温度)。各种适宜于加热等离子体的方案必须满足两方面的要求:①它们不会破坏整体约束(如引起强的等离子体不稳定性或引起大量杂质);②在相当宽的参数范围内加热效率高,并且工艺要求合理。已为实践证明有效的并可能用于聚变堆加热的方法主要有:欧姆加热、高能中性束注入加热、波加热及压缩加热。

**加热与约束的关系** 在许多类型的聚变装置中,等离子体的形成及初始加热是与建立稳定的等离子体位形相协调的,如托卡马克和仿星器中的欧姆加热、反场装置中的欧姆加热及湍流加热等。但当用更强功率的加热来进一步提高等离子体温度时,却发现约束在一定程度上变坏,这是由于强功率加热不可避免地会激发某些不稳定性和增大杂质含量。结果,能量约束时间随加热功率的加大而下降。为满足自持聚变反应条件,就必须加大聚变堆几何尺寸和采用更大规模的强功率加热。典型的强功率加热要求已达 100MW 量级。

**欧姆加热** 通过等离子体中的电流会产生焦耳热,其功率密度与电流密度平方和等离子体电阻率成正比。欧姆加热实际上是外电场对电子做功,首先加热电子,随后因电子和离子的碰撞而加热离子。由于等离子体中电流密度的大小受稳定性条件的限制,而电阻率又随电子温度的升高而剧降,所以欧姆加热虽方便且经济,却只能将等离子体加热到  $3 \times 10^7 K$  (或

3keV)左右。

**中性束注入加热** 用高能强流中性化束注入到已得到初步加热的等离子体中,高能中性粒子(其能量约为初始等离子体能量的几十倍)因不受磁场力作用,可以穿透到等离子体内部,并与原已存在的“靶”等离子体碰撞电离而被磁场捕获成为高能离子成分,它们又经多次碰撞而慢化同时加热等离子体。这种方法对等离子体扰动小,在许多装置上已能有效地将等离子体加热至聚变反应所需温度。对聚变反应堆来说,由于几何尺寸大于当前的实验装置,为使被约束体进入中心约束区,要求被约束体的能量提高到 MeV 大小(目前为 80~200keV),这时因离子的中性化率太低使中性束加热设备的造价大幅度提高。已提出用负离子源技术来缓解这一困难,并已有安培级流量的负离子源问世。

**波加热** 很早就提出用电磁波与等离子体的相互作用来加热等离子体。主要应用三种频段的大功率波源:①离子回旋波段,典型波频在几十到 200MHz,在直线及环形装置中都能有效地加热离子。已有几十 MW 的加热设备,利用特殊设计的天线将波耦合到等离子体中,空间加热区域可控制;②电子回旋频段,典型频率为 80~200GHz。微波功率用波导输入等离子体中,此法可有效地加热电子和用于控制电流分布,但加热设备较难制造且昂贵;③低混杂频段,典型频区为 2~8GHz,微波功率由束调管产生,用波导阵列输入等离子体,用于加热电子和离子,并用于驱动环向电流以实现托卡马克堆的稳态运行。

**压缩加热** 突然加大磁场强度可使等离子体受到压缩并得到加热,方法简单而有效。但在具体装置中磁场强度的提高受工程技术限制,且要求真空室做得很大。压缩加热作为一种辅助加热手段是可行的。

(石秉仁)

dengliziti yueshu

**等离子体约束** (plasma confinement) 将高温等离子体维持在特定的空间区域中足够长的时间,从而使聚变反应能充分地方法进行的方法。核聚变要在  $1 \times 10^8$ ℃ 以上的高温下才能有效地进行,此时燃料(如氘氚混合体)早已成为完全电离的物质——由电子和离子组成的等离子体,不可能用常规的容器盛装。现正在进行研究的聚变等离子体约束分两类:即磁约束与惯性约束。磁约束的基本思想是:利用强磁场能大幅度地减小带电粒子横越磁力线扩散和导热的特性,使处在磁场中的高温等离子体的芯部与容器器壁隔离开;惯性约束则利用极高功率激光或粒子束能在瞬间使燃料靶丸化成相当高温的等离子体,并能使其中一部分

继续向内压缩成极高密度的等离子体(“聚爆”)的特性,在这部分高温高密度等离子体飞散之前完成足够数量的核聚变。通常讨论的等离子体约束仅指磁约束。

**磁约束原理** 组成聚变等离子体的电子和燃料元素的离子及非燃料元素的离子(杂质),以及它们携有的能量可以通过多种物理过程从约束区流失。这些过程包括粒子轨道与器壁相交引起的直接损失,由粒子间碰撞及粒子群集体相互作用引起的扩散及热传导,各种辐射损失,等等。一种合乎要求的磁约束方案必须同时解决三方面的问题:①能很好地约束带电粒子;②能确保聚变等离子体处于稳定的宏观平衡态;③具有良好的横越磁场输运(扩散及热传导)特性和能在合理程度上控制杂质。

**磁约束等离子体位形** 为满足上述要求,要设计特殊的磁场位形(由外部电流及等离子体内部电流产生的磁场的力线结构)。从几何形态上分,磁约束位形分为直线位形及环形位形。直线位形的代表是磁镜,其等离子体约束区的结构类似一个纺锤(图 1)。其原理是一部分带电粒子

(相对子磁力线方向而言,其速度的垂直分量大于一定临界值)会从磁场较强的端塞处反射回来,于是在磁场较弱的中部形成约束区,由附

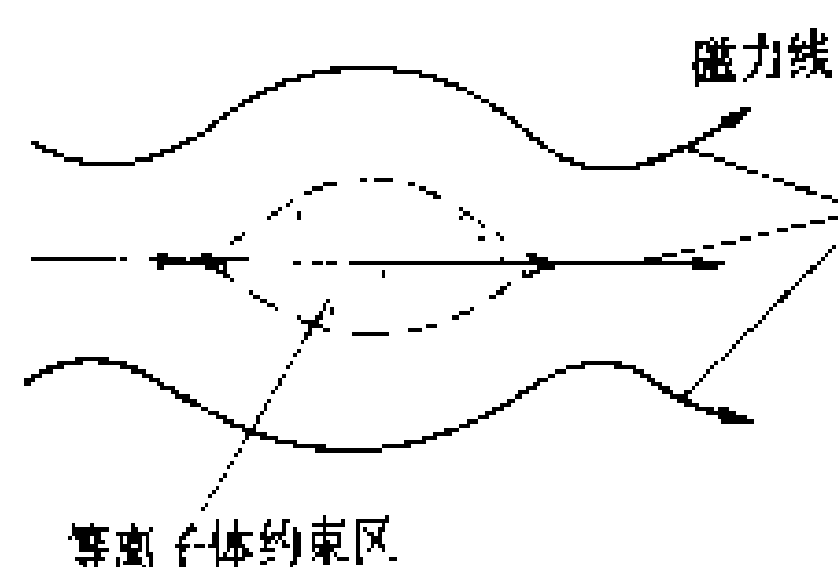


图 1 磁镜位形示意图

加的复杂的磁场保证等离子体的宏观稳定性。但是,由于粒子间碰撞作用,带电粒子在一定时间内仍能从磁塞缝中逸出,这是磁镜位形要解决的主要问题。目前已提出用多级磁镜来减少这种损失,称为串级磁镜。

环形位形是各种磁力线封闭在空间“环形”区域中的位形的总称(不一定是圆环),包括托

卡马克、仿星器、反场位形等。带电粒子不会沿磁力线逸出约束区,但由于环形不均匀性,粒子可以横越磁场做慢漂移。电子和离子的漂移方向相反,因而会引

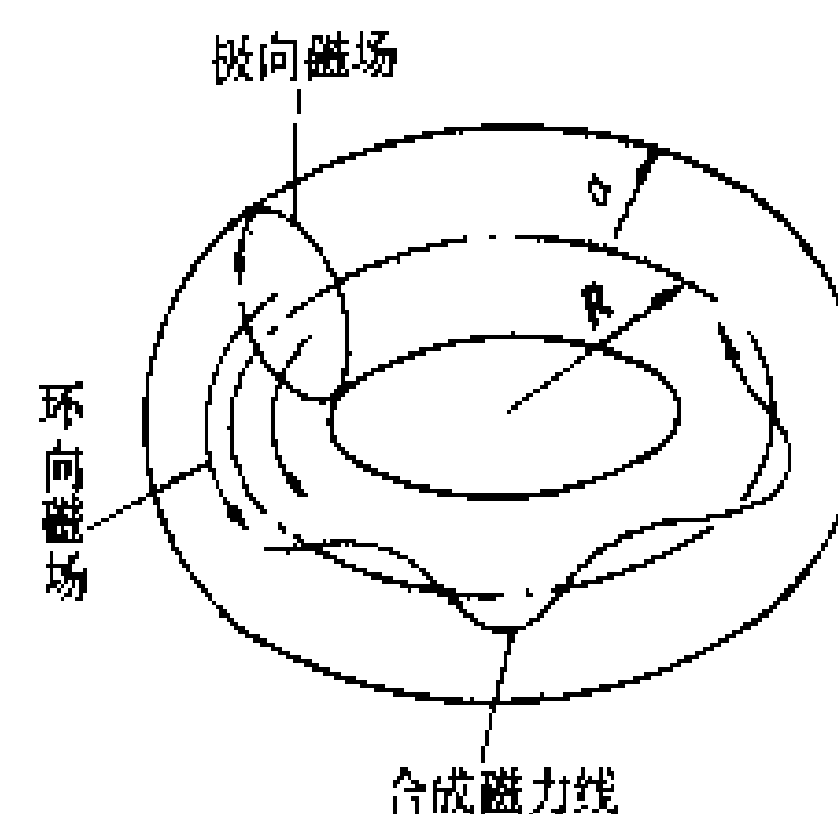


图 2 环向场与极向场合成环形螺线

起电荷分离,这一过程中产生的电场具有破坏整体约束的作用。解决的方法是引进附加的沿环的径线方向的磁场(“极向”磁场),称为对磁力线进行“旋转变换”,使磁力线成为环形螺线(图 2)。这时粒子的轨道是封闭的,但相当复杂。加上其他特定的辅助磁场,可

以保证等离子体宏观稳定和有良好的输运性质。(见等离子体不稳定性)

**输运损失和约束定标** 中心约束区等离子体的能量主要通过输运过程和辐射逐渐损失,现在观察到的各种环形装置中等离子体的输运损失都反常地大(与经典碰撞输运比),并与位形特性和等离子体参数有关。通常统观地用等离子体的粒子约束时间 $\tau_p$ 和能量约束时间 $\tau_E$ 来描述等离子体总体约束特性,考察它们与位形特性和等离子体参数间的关系,包括约束区的几何尺寸、磁场大小、电流大小及密度、温度等。这种关系称定标关系。确定定标关系是聚变实验和理论研究的主要目的之一。目前对托卡马克位形的定标关系了解得最为完整。

**等离子体与器壁相互作用及杂质控制** 良好的磁约束位形并不能完全避免等离子体与物质材料(器壁、隔离孔阑等)接触,但可以使边缘等离子体的密度与温度降到相当低。不过,对大型装置及聚变堆,由于长期的作用,器壁材料受粒子轰击引起的溅射和放气仍严重影响中心区的约束,成为十分棘手的问题。已提出对器壁特殊处理、引入磁孔阑等多种方法来控制杂质。

**磁约束聚变的主要途径** 现有托卡马克、仿星器、反场箍缩和串级磁镜等途径。

**托卡马克** 见托卡马克实验装置。

**仿星器** 利用绕在环形室上的外部螺旋绕组产生磁力线的旋转变换。其他方面与托卡马克类似,但可以稳态运行。目前已发展了位形优化理论,并有装置结构可模块化的优点,但对磁场精度要求极高。

**反场箍缩** 用较低的环向磁场、很大的等离子体电流来产生稳定的环形约束位形,原理上可以达到高的比压值(等离子体压强与外加磁场压强之比)及良好的经济效益,但目前达到的参数还低。

**串级磁镜** 是直线装置,由中间螺旋管反应室及两端磁镜端塞组成。在端塞注入高能中性束,两端用波场来减少端漏。原理上可以得到高能量增益。

(石秉仁)

相应的另一基本参数为有效电荷数;②温度,即电子温度及各类离子温度。有时还需判断某些高能成分及粒子速度分布;③等离子体压强,它可由粒子密度和温度的数据确定,也可单独确定;④电流密度及其分布以及磁力线的旋转变换或安全因子;⑤电磁扰动参量,如磁场、电位;⑥辐射电磁场,包括各种软、硬X射线、光线、微波;⑦等离子体位形参量(中心位置、边缘形状);⑧聚变反应参量(中子、 $\alpha$ 粒子)。通过以上多种参数的测量分析,确定等离子体的平衡位形、输运过程、辐射、磁流体运动及不稳定性,等离子体湍流,等离子体与器壁相互作用等重要过程,从中总结出等离子体约束与加热的定标关系,提出装置改进方案,为最终设计自持聚变反应堆提供可靠的科学依据。

等离子体诊断方法分两大类:①被动诊断,即通过探测从等离子体内部发出的各种频段的电磁波(微波、远红外到紫外光、软、硬X射线)和电磁扰动场、各种粒子(电子、离子、原子、分子及中子)来确定等离子体参量的时空特性,推断等离子体中发生的重要物理过程;②主动诊断,即通过各种电磁探针、微波探针、激光束、粒子束测定等离子体对它们的响应,从而测量有关参量或判断物理过程的特征。

最基本的一些等离子体诊断方法有:电磁探针法,微波吸收、干涉法,激光散射法,光谱法,X射线测量和粒子测量。

**电磁探针法** 用于测量边缘等离子体密度、电子温度、电流及电流密度、磁场强度、扰动模式等。

**微波吸收、干涉法** 用于确定电子密度及温度,其中电子回旋二次谐波的干涉测量是近年中发展起来的确定中心区电子温度的重要方法。

**激光散射法** 通过测定等离子体对激光的相干及非相干散射,可精确确定电子温度和密度及密度涨落量。

**光谱法** 广泛用来确定电子和离子温度、有效电荷数、杂质品种及浓度。

**X射线测量** 软X射线测量是确定中心区电子温度变化和磁流体活性的重要手段;硬X射线测量用于确定高能电子约束。

**粒子测量** 粒子能量分析是测定有关粒子温度及其能谱的重要手段。中子束探针是目前用于确定电子密度、温度、电流密度方面很有前景的方法。中子测量在接近聚变堆条件装置中用来确定聚变反应特性。

等离子体诊断在实验室高温等离子体、天体和空间等离子体、低温等离子体及激光等离子体的物理研究中都是最基本、最重要的手段,涉及的参数区极宽,相应的测量量值和方法也差别甚大。

(石秉仁)

dengliziti zhenduan

**等离子体诊断** (plasma diagnostics) 用来直接或间接地测量等离子体各种参数、确定等离子体行为的时空特征的技术手段和方法的总称。在实验室条件下,高温等离子体处在与外界测量系统相隔离的状态下,对其中发生的物理过程和有关物理机制,很难简单地加以确定,而需对观察到的各类数据进行综合推断,相互印证才能“诊断”出来。

等离子体的基本参数包括:①粒子密度,即电子密度及各类离子密度(燃料离子及各类杂质离子),与之

dire fadian

**地热发电** (generation of electricity by geothermal energy)

利用高温地热资源进行发电的方式。由于地热田的分布一般远离人口密集的城镇,要利用这些资源就存在蒸汽或热水长距离输送的困难。电力输送受这一因素影响较少,因而有高温地热资源的国家对地热发电始终给予了应有的重视。利用常规能源(煤、石油)发电,一方面对宝贵的化石燃料资源是一种很大的浪费;另一方面也对环境带来严重的污染,并给交通运输增加沉重的负担。从这一点说,地热发电更有其积极意义。

**发展历史及现状** 1904年意大利在拉德瑞罗地热田建立了世界上第一套地热发电机组,利用地热蒸汽发电。1913年拉德瑞罗的250kW地热电站正式运行,开创了地热发电的历史。以后,又有一些国家相继投资开发地热资源,各种类型的地热电站也不断出现,但总的看发展速度不快。70年代初,世界性的能源短缺和燃料价格不断上涨,促使一些工业发达国家对包括地热能在内的新能源开发更加重视,地热电站的装机容量才有较大的增长。据统计,60年代建成投运的地热电站总装机容量为400MW,70年代末为1900MW,1980年为1960MW,1985年为2698.5MW,1990年超过5835.5MW,1993年为5915MW。其中:美国的地热发电装机容量居世界首位,菲律宾居第二位,墨西哥居第三位,下面依次是意大利、新西兰、日本、印度尼西亚。目前地热发电单机容量最大的机组为150MW。

**地热电站工作原理** 地热电站目前有两大类型:一类是利用地热蒸汽发电;另一类是利用地下热水(包括湿蒸汽)发电。用高温地热蒸汽发电,系统最简单,经济性也高,来自地热井的蒸汽只要经井口分离装置分离掉蒸汽中所包含的固体杂质,就可通入汽轮机发电,排汽经冷凝后放掉。但是,高温地热蒸汽因受许多条件的制约,是有限的,它主要分布在几个地热带上,如美国的盖塞尔斯、意大利的拉德瑞罗、日本的松川、墨西哥的塞罗普利托等。利用地下热水发电又可分为两种基本类型:一种叫闪蒸地热发电系统(又称减压扩容法);另一种叫双循环地热发电系统(又称中间介质法)。前者是以水作为工质来发电;后者则是通过地热水与低沸点工质的热交换,使之产生低沸点工质蒸汽去推动汽轮机发电。除上述几种地热发电系统外,目前还有正在研究的全流系统和干热岩发电系统,尽管试验机组已运行多年,但它们的商业价值和发展前景至今尚不明朗。

从热力学原理来看,地热资源的温度愈高,发电的效率也愈高,经济性就愈好。50年代以前,普遍认为

发电的地热流体温度要超过200℃,不然它就无法和其他能源发电相竞争。60年代以后,一方面是常规能源价格上涨,另一方面是地热发电技术提高,使地热电站的热水温度下限逐渐有所降低。目前公认有竞争力的最低温度为180℃,但是150℃左右的热水发电试验机组也已建造了不少。人们相信,随着常规能源发电成本的不断上涨,地热发电的热水温度也必将向更低的范围发展。

**中国地热电站** 中国地热发电的研究工作始于70年代初。广东省在丰顺县邓屋建造了中国第一台闪蒸系统地热水发电试验机组,利用91℃的地热水发电,功率为86kW,汽轮机进汽压力0.028MPa,进汽温度68℃,进汽量3000kg/h,排汽压力5.1kPa。1971年,江西省在宜春市温汤建造了中国第一台双循环系统(工质为氯乙烷)地热水发电试验机组,利用66℃地热水发电,功率50kW。这以后,河北怀来、湖南灰汤、广东丰顺、辽宁熊岳等地又相继建造了一批地热水发电试验机组,功率100~300kW,水温80~91℃不等。这些小型试验机组,在当时曾对发展中国的地热水发电技术起到了积极的开创作用,取得一批科研成果,积累了不少成功的经验,也吸取了一些失败的教训。有些地热发电机组还长期为地方电网提供了电力,如广东丰顺邓屋的三号机组(闪蒸系统,91℃,300kW)、湖南灰汤地热发电机组(闪蒸系统,91℃,300kW)等至今还在运行。到目前,这些小型地热发电试验机组已完成科研任务,多数已经停运或拆除。

西藏羊八井地热电站是中国自己建造的第一座商业性地热电站,利用145℃左右的地热水(汽水混合物)发电,向92km以外的拉萨地区供应电力。功率为1MW的第一台机组于1977年投入运行,以后又陆续建成8台容量各为3MW的机组。至1993年末,羊八井地热电站的总容量为25MW(其中第一电站10MW,第二电站15MW)。热田共打了地热井40余眼。根据地质部门对羊八井地区浅层热储的勘探与评价,南、北两区的发电潜力约为28~32MW。

为了进一步开发利用西藏地区的地热资源,目前西藏的地热事业已经从羊八井扩展到那曲地区的那曲热田,距羊八井45km的羊易乡热田,以及羊八井的近邻拉多岗热田等地。

(蔡义汉)

direjing yu jingkou zhuangzhi

**地热井与井口装置** (geothermal well and wellhead installation)

钻地热普查勘探用的地热井或生产井,装置性能优良的井口装置,是开发地热的重要环节,施工费用很高。因此确定井位,要非常慎



重,应尽可能掌握一切有用的资料,综合分析,作出正确或大致正确的推断。

**地热井** 地热井的结构包括钻孔直径和套管等两个方面。钻孔直径不能太大,也不能太小。太小影响出水量,太大增加钻井费用和时间。但对热水井来说,钻孔口径应大一些,才能保证热流体顺利通过。理论上说,合理的孔径是钻孔内流阻、透水地层内流阻、钻孔费用和该钻孔可能成为生产井的概率的函数。钻井中一个最重要的因素是将合适的套管下到适当的深度。每一口井常有四组套管,管材采用 J55-API 优质钢,当热流体腐蚀性很强时,还需要有耐酸钢管。每一组套管的下入深度,要根据钻探揭露的地层情况而定,第一组叫表层套管,第二组叫技术套管(或称中间套管),第三组是生产套管,第四组叫尾管即长缝(或带眼)的花管。

对地形较高、热储压力较低,需要人工引喷的地区,尤其是对不会井喷的低温地热田,钻孔结构可以简化,一般只需表层套管和生产套管,生产套管在终孔前用割刀在 100~200m 左右深度将生产套管割断,并取出上部套管,以便能安装 8 英寸或 10 英寸深井泵。

是否要下尾管,要根据热储层岩性的破碎程度而定。尾管有长缝和圆眼两种。在同样强度下,长缝比圆眼的孔隙度大,但由于加工较为复杂,中国目前仍多用圆眼型。

**井口装置** 高温地热井的井口装置较复杂,但由于研究较多,其规范设备已基本成型。图中所示为高温地热井井口装置的系统示意图。主阀门(截流阀)是在

指零时才能进行。膨胀补偿器是为井管热胀冷缩时使之补偿硬性连接之用。安全盘是两片法兰中间夹一层薄金属板,当井口工作压力超过额定值时,安全盘破坏,水经截止阀和消音器放掉。同时安全阀开启,汽相地热流体经安全阀放空。浮球阀的作用是保证水不能进入蒸汽主管。水控制孔板是用来控制蒸汽不致进入消声器。如果蒸汽通过孔板,由于汽的比容比水大很多倍,通过孔板的质量流量就减少很多倍,但地热井的流量基本恒定,集水罐中的液位必然上升,液体的重力压力又使液体以正常情况经水控制孔板和截止阀进入消声器。如果井口装置需要检修,可关闭控制阀,打开旁通阀进行检修。

对于低温地热田,很多地热井都要加一井下泵才能将水抽出地表加以利用。这时,就需要有一系列配套的装置,包括泵座、深井泵、配管系统、监测仪表、配电设备以及泵房。必要时,系统中还要配有除砂器。对于自流井,井口装置就更简单,主要是配管系统(包括阀门)和监测仪表。但是一般自流井经过一段时间的运行,自流量会逐年减少,甚至变为非自流井。因此,自流井最好配以自流、抽水两用型井口装置,在冬季高峰负荷时,起动井下泵还可以增加供水量,起到调峰的作用。

(蔡义汉)

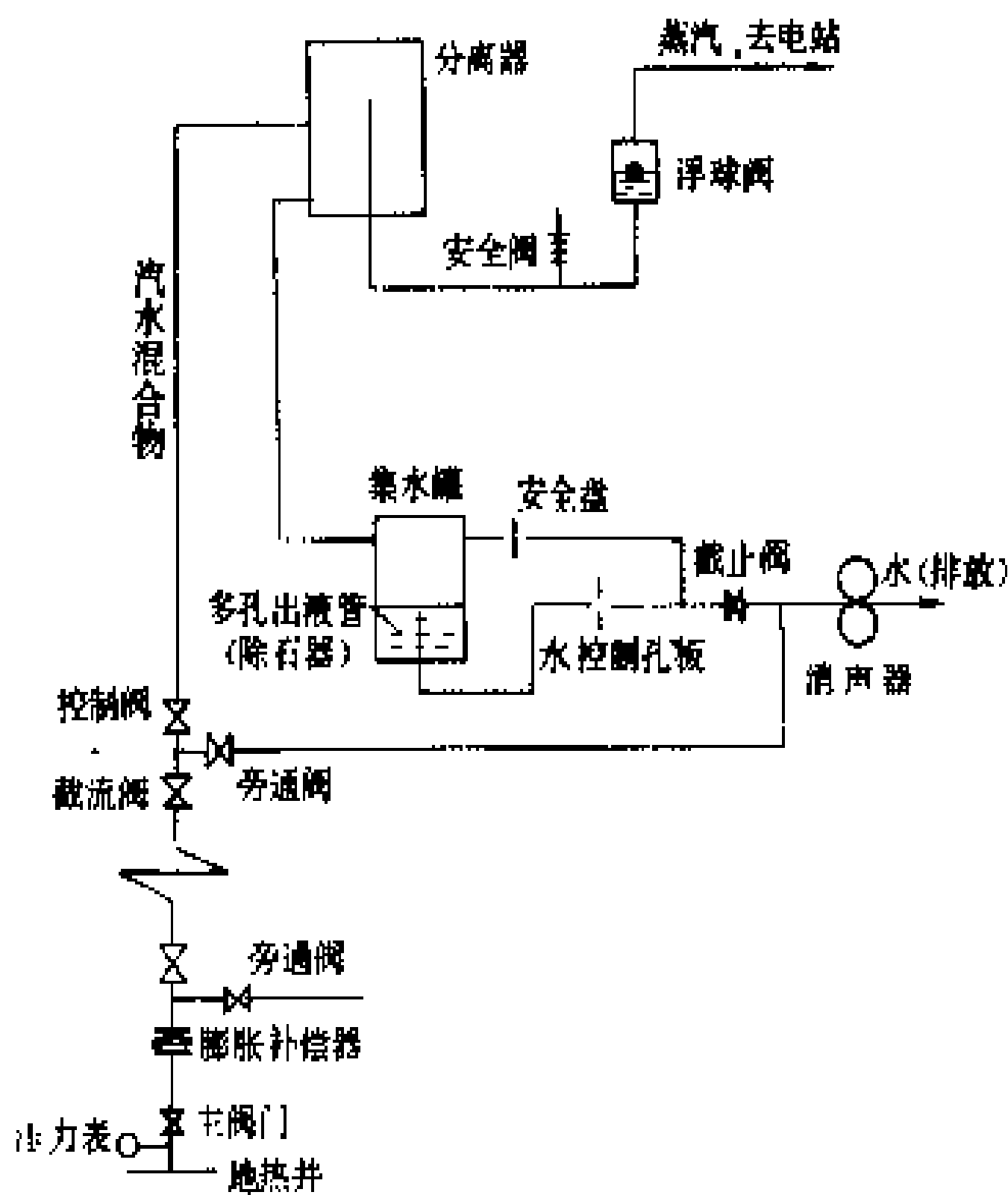
dire kaifa huanjing baohu

**地热开发环境保护** (protect the environment for geothermal develop) 地热能虽然被认为是清洁的能源,但它的开发仍然会带来一些环境问题,如不加以重视,有可能对地热田带来各种危害,有时甚至是十分严重的。地热开发对环境的影响主要有空气污染、化学污染、热污染、噪声污染、地面沉降五种。

**空气污染** 在地热田的开发过程中有多种气体和悬浮物排放到大气中,主要是水蒸气,还有硫化氢、二氧化碳等不凝气体。硫化氢是污染空气的主要气体,它能麻痹人的嗅觉神经,散发出一种臭鸡蛋味,对铜基材料有严重的腐蚀作用。如果让这种气体散逸到空气中,对地热电站的电气装置会产生严重后果。在地热电站建造时,都要有处理 H<sub>2</sub>S 的装置来净化排放的气体。

**化学污染** 地热流体中有许多有害的化学物质,将它们排放到地面或河流都会造成水的化学污染,如氟(F)、硼(B)、砷(As)、汞(Hg)、镉(Cd)、铬(Cr)等等。防止水化学污染的办法有二:一是将弃水引入污水排放系统或稀释后排入河流或海洋;二是经处理装置去除超标的成分后排放。后一种方法虽然有效,但往往受经济性制约而无法采用。

**热污染** 地热电站的排水往往温度还很高,这不



高温地热井井口装置系统示意图

地热井成井时已经装好,是井口最重要的设备;如果损坏需要检修,只有采用冷水降温封井的方法,待压力表

仅浪费资源,而且造成环境的热污染,使附近的生物生态受到不良的影响。现行的热污染排放标准是弃水温度不能超过 40℃。防止热污染的最好办法,是排水的综合利用,如将电站的排水引入建筑物采暖,为地热温室、越冬鱼池、地热孵化育雏设施加温等。

**噪声污染** 噪声主要发生在井口压力很高的高温地热井,或电站扩容器的排水口。当地热蒸汽井或湿蒸汽井放喷时造成的尖声,往往使人的耳朵受到伤害,对家畜和野生动物也有有害作用。消除噪声的办法,是在井口或扩容器排水口安装消声器。它是用两个有底的圆柱形空筒做成,热流体通过管线以切线方向进入两个圆筒,不同旋转方向的热水在两个筒内可以进一步扩容消能。消声器可以是钢圈水泥维护结构或松木结构,为了防止被冲蚀,在高速热流体冲刷处焊有耐磨蚀合金和内壁涂以环氧树脂。

**地面沉降** 大量开采地热流体会造成地层压力或水位下降,从而引起地面下沉和水平移动。新西兰著名的怀拉基地热田 1964~1974 年的 10 年间,最大的地面沉降量超过 4.5m,影响范围达 65km<sup>2</sup>,最大的地面水平移动达 0.4m (向着沉降中心)。许多观测资料表明,地面沉降与热储压力降之间没有明显的正比关系,地面沉降量最大的地方并不是热储压力降低最多的地方。最近的一些研究表明,最大的沉降是发生在开采的热储层以上的浅部未固结角砾岩地层。在大规模开发地热的地区必须进行地面沉降的监测。监测网由一个精确的水准点和三角点基准网格组成,范围应扩大到非开采区,最好能扩展到邻近的地质构造稳定地区。为查明是天然的地质构造活动或浅层冷水抽汲所造成的地沉影响,必须在地热田开发前重复地测量这些基准点。防止地面下沉的最有效办法是实行地热水回灌。

(蔡义汉)

direnerg

**地热能** (geothermal energy) 地球内部所包含的热能。它有两种不同的来源,一种来自地球外部,一种来自地球内部。地球表层的热能主要来自太阳辐射,表层以下约 15~30m 的范围内,温度随昼夜、四季气温的变化而交替发生明显的变化,这部分热能称为“外热”。从地表向内,太阳辐射的影响逐渐减弱,到一定深度,这种影响消失,温度终年不变,即达到所谓“常温层”。从常温层再向下,地温受地球内部热量的影响而逐渐升高,这种来自地球内部的热能称为“内热”。每深入地下 100m 或 1km 地温的增加数称为地热增温率(或称地温梯度)。

地热能的由来涉及地球起源的学说,虽然目前对这种学说有不同的学术观点,但都承认岩石中放射性

元素蜕变产生的热量是地球内热的主要来源。据计算,在地球历史中,地球内部中、长半衰期放射性元素蜕变产生的热量平均每年有  $20.934 \times 10^{20} \text{J}$ 。由于地壳中放射性元素含量的逐渐减少,目前产生的热量约为 30 亿年前的 40%,略少于地球每年向宇宙散失和由火山、温泉携出的热量的总和,因而地壳在最近的地质历史时期正处在极其缓慢的冷却之中。根据计算,要使地壳上部的冷却区向下移至地心,约需 100 亿年的时间。

地球是一个巨大的椭球体,构造很像鸡蛋,主要分为三层:外表相当于蛋壳的一个薄层叫“地壳”,厚度由 10~70km 不等;地壳下面相当蛋白的那一部分叫“地幔”,总厚度约 2900km;地球内部相当于蛋黄的那一部分叫“地核”,约 3450km。地表至 15km 深处,地热增温率平均为 2℃/100m;15~25km 深处,地热增温率降为平均 1.5℃/100m;再往下,则只有 0.8℃/100m。凡地热增温率超过某一正常值的地区,统称为地热异常区。根据地热增温率的变化计算,地壳底部温度约为 900~1000℃,至 100km 深处的地幔上部,温度可达 1300℃左右,至于地幔下部和地核的温度,根据地球物理学有关资料推断,约在 2000~5000℃之间。所以说,地球是一个巨大的热库,内部蕴藏着几乎是取之不尽的热量。如果把地球上储藏的全部煤炭释放出来的热量作为 100,那么地热能的总量约为煤炭的 1.7 亿倍,可见地热能的总量十分巨大。但根据目前的钻井技术,超深井的钻井深度也不超过 1.2 万 m,还不及地壳平均厚度的 1/3,而一般钻井深度都在 3000m 以内,因而现在人们利用的地热能仅仅是“沧海一粟”,潜力还很大。

(蔡义汉)

direshui fangfu

**地热水防腐** (geothermal water anti-corrosion)

地热水中含有各种能导致金属及其他物质腐蚀的组分,其中关键性的物质是氧(O<sub>2</sub>)、氢离子(H<sup>+</sup>)、氯离子(Cl<sup>-</sup>)、硫化氢(H<sub>2</sub>S)、二氧化碳(CO<sub>2</sub>)、氨(NH<sub>3</sub>)和硫酸根(SO<sub>4</sub><sup>2-</sup>)。这些物质中,O<sub>2</sub>是影响最严重的物质,当有 O<sub>2</sub> 存在时,金属的腐蚀将大大加剧,Cl<sup>-</sup>的腐蚀作用也相应增大,即使不锈钢也将产生严重的点蚀。H<sup>+</sup>、CO<sub>2</sub> 的存在对钢材有较大的腐蚀作用,而 H<sub>2</sub>S 和 NH<sub>3</sub> 则对铜和铜基合金产生腐蚀。

腐蚀分为化学腐蚀和电化学腐蚀两大类。化学腐蚀包括气体腐蚀(金属在干燥气体中发生的腐蚀)及在非电解质溶液中的腐蚀;电化学腐蚀包括大气腐蚀(腐蚀在潮湿空气中进行)、土壤腐蚀(埋在地下的金属腐蚀)及在电解质溶液中的腐蚀,它们都是因为金属表面

与电解质发生化学作用而产生的破坏。按腐蚀破坏的形式又可分全面腐蚀与局部腐蚀两大类,后者包括小孔腐蚀(点蚀)、缝隙腐蚀、应力腐蚀破裂、晶间腐蚀、电偶腐蚀、脱成分腐蚀(选择性腐蚀)、氢脆和磨蚀等。

防腐的方法很多,要根据不同的腐蚀类型采取不同的对策。如对电偶腐蚀,应在选材和工程设计时避免异种金属相互接触,切忌大阴极——小阳极的不利面积比;对缝隙腐蚀,则应在设计时就要尽量减少缝隙,避免形成积液死角区,垫圈宜采用不透性材料,如橡胶、聚四氟乙烯等;对点蚀,则除了选用耐点蚀合金材料外,并要尽量降低介质中氯离子和溴离子含量,排除系统中的 $O_2$ (空气)等。需要指出的是,地热流体一般来自深层,溶解在这些流体中的 $O_2$ 是很少的,然而由于地面流体输送设备(井口装置、管道接口、阀门等)的不严密,使大量空气漏入,从而导致含 $O_2$ 量的增加。在地热工程中,一般的防腐方法是:①选用耐腐金属或非金属;②在金属表面涂以防腐涂料;③使系统尽量密封,隔绝外界空气的进入;④在介质中加入缓蚀剂。

(蔡义汉)

direshui fanggu

**地热水防垢** (geothermal water scale prevention) 结垢是地热发电系统中一个必须采取措施加以解决的重要问题。垢由多种化合物混合组成,往往以某种化学成分为主。垢按化学成分可分为碳酸钙垢、硫酸钙垢、硅酸盐垢、氧化铁垢等几种。其物性指标是硬度和孔隙度。碳酸钙垢是最常见的一种,其成因是地热流体中钙离子浓度和碳酸根离子浓度的乘积超过了溶解度积,使碳酸钙从溶液中结晶析出并附着在传热面或金属表面上。其他类型垢的成因也与其相仿。防垢的方法很多,最常见的除定期机械除垢外,还有:①化学药物处理,使 $Ca^{2+}$ 、 $Mg^{2+}$ 等成分变成软泥状渣而不成垢;②在地热系统的排出口增设阀门,使系统内保持一定的压力,防止 $CO_2$ 逸出,以避免 $CaCO_3$ 等沉积出来;③在地热流体的输送管道外加强磁铁块的办法进行地热水的磁化处理(物理法),使垢减轻并较疏松,便于清除;④根据热力学原理计算垢形成的条件(压力),控制系统中的这些条件,使垢在指定的位置形成,而这些位置是预先选定的便于清除的地段。虽然除垢的方法很多,但对地热电站来说,仍然是一个并未完全解决的问题,因为有的方法受到经济性的制约,有的则是井孔内的压力变化引起结垢而无法控制。少数地热田因井的严重结垢而不得不放弃使用的例子是存在的。

(蔡义汉)

direshui huiguan

**地热水回灌** (geothermal water reinjection)

地热田的大量开采必然会造成热储寿命缩短,地下水位下降,并导致地面沉降,如果将开发利用后的地热弃水回灌地下,就可大大减轻上述弊端并控制地热水对地面的化学污染。对以热水为主的热水型地热田,回灌困难最大,因为要回灌处理的废热水数量很大。在评价回灌方案时,要考虑回灌水的数量、温度和化学成分。实践证明,回灌废热水以保持热储层的压力和总开采量并不困难,重要的是不要因回灌温度较低的水而使生产井的水温降低。

选择合适的回灌方式是重要的。从平面布置上讲,回灌井的布置有“混杂排列”和“边对边排列”两种:前者是生产井和回灌井穿插排列,保持一定的距离;后者是生产井在一边,回灌井在另一边,中间有较远的距离。对这两种排列方式的优劣,专家们看法不一。有的专家支持边对边回灌方式,认为这种方式对裂隙热储层合适。热储层热导率大,水流速度快(已观测到示踪剂重现速度达100m/h),生产井若离回灌井近,就会发生热干扰。但像巴黎盆地那种孔隙型热储层,生产井和回灌井成为对井,距离约为1km,计算表明,生产井温度可以保持30年,以后逐渐降低。温度下降是缓慢的,可能要5年才下降1~2℃。这些,都和热储有关。回灌井深度的选择也很重要,它可以比生产井浅、相同或深。在美国盖塞尔斯地热田,回灌井一度曾较浅,结果回灌进去的水又重新被开采出来;后来采用深层回灌,就没有发生上述情况。这可能是温度较低的回灌水比重大,容易向下运移的原因。回灌井浅,灌入的水向下流动正好进入生产井;反之,就不会影响生产井。总之,回灌方式的选择要取决于地质、环境和经济等综合因素;但一般地说,边对边的、深一些的回灌井布局能避免热干扰。

中国北京城区地热田从1981年冬季开始进行采暖后的弃水回灌,取得了较好的效果。从一口生产井抽出36t/h、49℃的热水,经采暖后将36~38℃的回水灌入到距生产井350m远的回灌井。在灌入量为12~17t/h时,水位仅回升2.8m,在灌入1.2万t弃水后,经过八个月,热储层深度的水温恢复到49.5℃,两年来未发现周围生产井水温降低。由于中国华北地区采暖期为四个月,因而回灌对恢复井温是有利的条件。中国地热田的回灌工作尚处于试验阶段,成熟的经验不多;但是,有一点是清楚的,那就是要取得回灌的良好效果,搞清热储是十分必要的。

(蔡义汉)

dire ziyuan

**地热资源** (geothermal resources) 某一未来的时间内能够被经济地和合理地取出来的那部分地下热量。地下热能的贮存量是以年平均温度为起算的基准温度计算出来的。地热资源既受技术因素制约,也受经济因素制约。根据麦凯尔维 (McKelvey) 1977 年提出的资源分类图,地热资源分为以下几类,并且各有其明确的含义。基础资源(或资源底数),是指不考虑经济技术因素能最大限度地拿到的资源,它通常是指地壳上部 10km 以内所贮存的那部分资源。可及资源,是指埋藏的深浅足以使人类在可以预见的将来用钻井的方法取出来的那部分热量,其中,有可能在适当的未来时期内经济而又合理地取出来的那部分热量叫做有用资源,也就是一般所指的地热资源。基础资源和可及资源都包括已查明的和尚未发现的两部分,根据现有的经济和技术能力,能够合理地而且成本也可以和其他能源竞争地采出的那部分已查明的有用资源叫经济资源,即常说的储量。

对在现时条件下有经济上开发利用价值的地热相对富集区,一般称为地热田。地热田的概念及其面积圈定,在不同地区,对不同的利用方式,有很大的差别。如世界上一些用来发电的高温地热田,是以热储温度大于 150℃来圈定地热田面积的,如果今后发电技术有所突破或高温资源不能满足需要而使开发 150℃以下的资源成为必要时,热田面积就可以相应扩大。目前中国的一些中低温地热田,热水的利用温度很低,因此,热储温度在 40℃以上的地区也可以称为地热田。说明地热田优劣的指标,除地温梯度外(见地热能),大地热流值也是一个重要的指标,它是指单位时间内通过地球表面单位面积散失的热流量,单位为 kcal/(cm<sup>2</sup>·s),称为一个热流单位,通用符号为 HFU,它与 J/(cm<sup>2</sup>·s)的换算关系为

$$\begin{aligned} 1 \text{ HFU} &= 1 \text{ kcal}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s}) \\ &= 4.18 \times 10^{-6} \text{ J}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s}) \end{aligned}$$

地表大地热流平均值约为 0.06 J/(m<sup>2</sup>·s)。

**地热资源的要素及类型** 形成地热资源有四个要素:热储层、热储体盖层、热流体通道和热源。

地热资源以其在地下热储中存在的形式可划分为五种类型:①蒸汽型地热资源:指地下以蒸汽为主的对流水热系统,它以生产温度较高的过热蒸汽为主,杂有少量其他气体,水很少或没有。②热水型地热资源:指地下热储中以水为主的对流水热系统,它包括地面呈现的温度低于当地气压下饱和温度的热水和温度高于饱和温度的湿蒸汽,温度范围分为高温(150℃以上)、中温(90~150℃)和低温(90℃以下)。③地压型地热资源:一种目前尚未被人们充分认识但可能是十分重

要的地热资源。它以地压水的形式储于地表下 2~3km 以下的深部沉积盆地中,并被不透水的盖层封闭。由于早期地层受到沉积物的不断形成和下沉,导致封存在地层中的地压水有很高压。地压水中还溶有大量的甲烷等碳氢化合物,构成有价值的产物。所以地压型地热资源中的能量实际上由机械能(压力)、热能(温度)和化学能(天然气)三部分构成。④干热岩型地热资源:广义上说,干热岩泛指地下普遍存在的没有水或蒸汽的热岩石。从现阶段来说,是专指埋深较浅、温度较高、有较大开发利用价值的热岩。⑤岩浆型地热资源:指蕴藏在熔融状和半熔融状岩石中的巨大能量,温度从 600~1500℃左右。

**全球地热资源的形成及分布** 一般与板块构造有密切关系。20 世纪 60 年代以来,在大陆漂移、海底扩张和地幔对流等假说基础上发展起来的板块构造学说,将造山运动、岩浆活动、变质作用和成矿作用结合起来,构成一个统一的动力模型,是当今地质界的一种新兴的全球大地构造理论。根据这一理论,地球表面(包括洋底)在漫长的地球发展进程中分成了若干块体,在这些块体之间经常发生相对的、规模不等的位移和错动,规模大的可以移动几千公里甚至一万多公里。这些经常处在相互运动之中的地球表面的若干块体,就称为板块。板块属于超巨型构造,在全球范围内,整个岩石圈被划分为大小不等的若干板块,有的划分为六大板块或七大板块,有的划分为 12 个板块或更多(包括次级板块)。根据板块学说,岩石圈下面有所谓软流圈,板块似乎是漂浮在其上面,地壳的运动就是由于软流圈内的对流所引起。形象地说,大陆壳像是一个“筏”,放在刚性岩石圈上,岩石圈再“漂浮”在软流圈上。由于软流圈的对流作用,使这些大陆壳“筏”向各个方向移动,与大陆板块或其他大陆壳“筏”相碰撞或分离。这些相互作用的地区,就是地质活动区,在那里发生着火山喷发、造山活动,一板块在另一板块下消灭,一板块交叠在另一板块上。这些活动产生的热物质就是岩浆,侵入到地壳中加热岩石或包含在其内的水,形成地热资源。

根据板块学说,各大板块的交接处形成了有丰富地热资源的地热带。从世界范围来说,主要有四个地带:一是环太平洋地带,位于欧亚、印度洋、美洲等板块与太平洋板块的边界,包括许多著名的高温地热田,如美国西部的盖塞尔斯和莫佩里谷,墨西哥的塞罗肯里托,萨尔瓦多的阿瓦查潘,智利的埃尔塔蒂奥,俄国堪察加的波热特,日本的松川和大岳,中国台湾省的大屯,菲律宾的蒂威和汤加纳,印度尼西亚的卡莫将,新西兰的怀拉基、布罗德兰兹和卡韦劳等,这是一个巨型环球地带;二是大西洋洋中脊型地带,位于美

洲、欧亚、非洲等板块的边界，其大部分在洋底，洋中脊露出海面的部分，主要有冰岛，包括其北部的克拉弗拉、纳马菲雅尔和首都雷克雅未克等；三是红海——亚丁湾——东非裂谷型地热带，位于阿拉伯板块与非洲板块的边界，北起红海和亚丁湾地堑，向南经埃塞俄比亚地堑，与非洲裂谷系连接，著名的高温地热田有肯尼亚的阿尔卡利亚等；四是地中海——喜马拉雅缝合线型地热带，位于欧亚板块与非洲、印度洋等大陆板块碰撞的接合带，西起地中海北岸的意大利，向东南经土耳其、巴基斯坦进入中国西藏阿里地区，向东经雅鲁藏布江流域至怒江而后折向东南，至云南省西部的腾冲火山区。著名的高温地热田有意大利的拉德瑞罗和蒙特阿米亚特，土耳其的克泽尔代尔和中国西藏的羊八井和云南的热海等。

**中国的地热资源** 高温地热资源主要集中在环太平洋地热带通过的台湾省，地中海——喜马拉雅地热带通过的西藏南部和云南、四川西部。温泉几乎遍及全国各地，多数属中低温地热资源，主要分布在福建、广东、湖南、湖北、山东、辽宁等省。中国 400 万 km<sup>2</sup> 的沉积盆地的地热资源也比较丰富，但差别十分明显，除青藏高原外，总的来说盆地的地温梯度是由东向西逐渐变小。地处东部的松辽平原、华北盆地和下辽河盆地等地温梯度较高，一般为 2.5~6℃/hm；位于中部的四川盆地一般为 1.7~2.5℃/hm；位于西部的柴达木盆地和塔里木盆地仅为 1.5~2℃/hm。目前中国已发现的水温在 25℃ 以上的热水点（包括温泉、钻孔及矿坑热水）约 4000 余处，分布广泛。温泉出露最多的西藏、云南、台湾、广东和福建，温泉数约占全国温泉总数的 1/2 以上；其次是辽宁、山东、江西、湖南、湖北和四川等省，每省温泉数都在 50 处以上。

**地热资源的勘探** 有地球物理方法和地球化学方法两大类。地球物理方法有地表温度测量、热流测量、电法、重力、磁力和地震勘探。它和其他资料（地质、地球化学的）综合起来，能使孔位较准确地定在理想的位置上。地球化学是地热普查勘探中最便宜和最有效的工具之一。它的任务是分析天然热泉或沸泉的化学成分，从而为确定是否要进行钻探提供重要指导。钻探后，直至热田开发，化学探测也始终是了解地热田的重要手段。

为了评价地热资源，选择和确定计算参数是十分重要的。待定参数的内容包括：热储层的埋深；热储温度；热储面积，热储厚度；渗透率；热储的平均热容量、孔隙度和容积系数；放热量等。根据这些参数，就可以采用常见的评价方法（地表热流量法、平面裂隙法、岩浆热平衡法、体积法或断面流量法）来评价地热资源。

· (蔡义汉)

dizhen

**地震** (seismology) 指研究地震活动及其有关现象的科学。

地震活动亦简称地震 (earthquake) 是指大地的突然震动，俗称地动。广义的地震包括两大类：①由于自然作用产生的震动，即天然地震；②由于人为的原因造成的震动，即人工地震。一般所说的地震指天然地震。

核电厂厂址选择中的地震问题，实质上就是评价所选厂址的地震安全性及确定抗震设计所需的地震参数。

**地震调查** 评价厂址地震安全性包括初步调查和详细调查两个阶段。

**初步调查** 调查范围的半径一般为 150km，主要依据分析可利用的文献资料以及现场踏勘的结果对厂址作初步评价。

**详细调查** 调查范围的半径一般为 25km。这种调查的详细程度，应能满足以下问题的需要：近区域地区的地震构造特征，厂址附近地区的断裂特征和厂址地区（见地质）的地基的各种特性，用以确定厂址地区由地震引起的预期地面运动和确定地震引起洪水的可能性，以便确定相应的工程设计基准。

**地震参数的确定** 核电厂抗震设计所需的地震参数为厂址的设计基准地面运动，它包括标准反应谱、与厂址相关的反应谱以及相应的地震运动时程曲线。设计基准地面运动的定义为地面处、地基标高处或在基岩上的自由场加速度（或速度或位移）的水平，按其严重程度分为两级：即 SL-2 和 SL-1。

SL-2 直接对应于极限安全要求。超过这种地面运动水平的发生概率是非常低的（通常为 10<sup>-4</sup>），并以它代表设计中拟采用的最大地面运动。当发生地面运动达到 SL-2 的地震时或地震后，与安全停堆及维持其安全停堆状态有关的所有构筑物、系统及部件应能保证：①反应堆冷却剂压力边界的完整性；②在安全停堆条件下停堆，并有维持安全停堆状态的能力；③防止可能造成放射性对环境的照射事故或减轻事故后果的能力。

SL-1 是考虑在核电厂运行寿期内，可合理预期的在厂址地区可能遭受一次的最大地面运动。如果地震的地面运动超过 SL-1 级地面运动时，则需对核电厂重新进行检查，以便证明其恢复正常运行的能力。

SL-2 值必须根据与大地构造有关的最大潜在地震和区域内与地震构造区有关的最大潜在地震来推导，通常采用精确的地震构造法确定，并采用概率法予以校核。在中国，不论资料表明厂址地区的地震安全性如何高，每一核电厂所采用的与 SL-2 对应的设计基准

地面运动,其最低水平的地面水平峰值加速度为0.15g(设计反应谱零周期)。

SL-1 值是根据对厂址地区有过影响的历史地震来推导的,通常规定其值取 SL-2 的一半。

**海啸和湖涌** 地震引起洪水的可能性是指地震可能引起的波浪(海啸和湖涌)以及地震可能引起的水坝破坏所形成的洪水。

海啸是一种由地震、火山爆发或海底滑坡导致的海底突然变形所引起的海洋波浪或波浪体系;湖涌是在湖泊、水库或海湾等有限水域中,由地震、火山爆发或水体滑坡的振动效应所引起的水的振荡运动。需要收集厂址所在的沿岸区域产生海啸或湖涌的历史资料,并鉴别其可靠性及其与厂址的关系;同时根据已知的地震记录资料及地震构造特征,评价由当地的离岸地震活动引起海啸和湖涌的可能性。根据上述资料与曾对该自然现象作过很好研究的类似地区进行比较,估算出厂址所在区域的海啸或湖涌的标高和发生频率大小,并应把因厂址沿岸地形而使这种自然现象的影响扩大的因素考虑在内,以确定设计基准海啸或湖涌。有关海啸或湖涌的设计基准应包括对厂址可能产生物理效应的水位下降和爬高。

评价地震可能引起的水坝破坏所形成的洪水见水文。

**参考书目**

IAEA. Earthquakes and associated topics in relation to nuclear power plant siting (A Safety Guide) . Vienna; IAEA, 1991

(吴迪忠)

dizhi

**地质 (geology)** 泛指地球或地球某一部分的性质和特征。在本书中专指核电厂厂址选择中的地质工作。其主要内容为:①评价潜在的地质灾害,包括地表断裂,地面塌陷、沉降或隆起,断层蠕动,斜坡不稳定性和基土液化等;②评价基土特性,以便获得合理的基土分类;③评价在工程设计中所采用的土工参数。其基础工作是地质调查。地质调查通常分为区域、近区域、厂址附近和厂址地区四种范围。

**区域调查** 调查范围的半径一般为150km,其主要目的是为了提供区域地质和构造格架及其总的地球动力学背景资料,以及鉴定与可能影响厂址地震安全性有关的地质特征。这一阶段的工作主要是收集分析出版物或非公开出版的文献资料,这些资料和地质特征需代表性地表示在比例尺不小于1:1000000的地图上。

**近区域调查** 调查范围的半径一般为25km,其主

要目的是鉴定近区域范围内的地震构造特征,为建立区域地震构造模型和评定厂址地区的地震安全性提供基础资料。这一阶段的工作需要进一步收集分析较小范围内更为详细的资料,同时要进新构造研究以确定近区域范围内断层的最新运动时代;在必要时需对重点地段进行地质填图,以鉴定该地段内的地层、构造地质和构造历史。这些资料和地质特征需代表性地表示在比例尺不小于1:200000的地图上。

**厂址附近调查** 调查范围的半径一般为5km,其主要目的是查证这个直接环绕厂址的地区中是否存在包括地表断裂在内的潜在永久性地面变形。这一阶段的工作需要进行较大比例尺的地质填图和断裂活动性调查。通过调查应提供下列资料:是否存在能动断层,斜坡、基土和地层的地震稳定性,潜在地质灾害(如差异剥蚀、岩溶现象、破裂、断层蠕动和类似膨胀土的不稳定地基材料)地段的特征,以及由人类活动引起的潜在地质灾害地段的特征。这些资料和地质特征需代表性地表示在比例尺不小于1:25000的地质图上。

确定厂址附近地区内的断层是否为能动断层,是核电厂厂址选择中一个关键而又易引起争议的地质问题。目前对中国东部地区,可以把一条断层Q<sub>3</sub>(约10万年以来没有发生过运动迹象)在证明另一条已知能动断层的运动不会引起该断层运动的情况下,视为非能动断层;反之为能动断层。为此,在调查工作中必须保证能鉴别出长度为300m以上的断层;采用适当的和公认的技术及方法,对勘察到的任何断层的活动性及其错动历史作出全面评价;评价与断层(包括可能的次生地表断裂)有关地带的范围大小。

**厂址地区调查** 调查范围的面积为1 km<sup>2</sup>或更大一些,其主要目的是对潜在永久性地面变形作进一步的详细了解,并提供地基材料的土工特征。这一阶段的工作除进行大比例尺地质填图外,还需利用钻探、坑探、地球物理勘探和实验室试验进行调查研究。通过调查应提供下列资料:厂址地区的地层和构造,确定工程模型所需要的不同下卧层的厚度、深度、倾角和静态及动态参数(即泊桑比、弹性模量、剪切模量、密度、相对密度、抗剪强度、固结和膨胀特性以及颗粒级配等);厂址地区所有蓄水层的物理、化学性质和均衡动态(补给、径流),确定蓄水层和地基如何相互作用;厂址地区地基材料在地震荷载条件下的稳定性和反应。这些资料和地质特征需代表性地表示在比例尺不小于1:2000的地图上,数据应列表表示。

当地质工作成果确证厂址地区存在潜在永久性地面变形的地质现象(如地表断裂,地面沉降、塌陷或隆起,断层蠕动等)时,由于难以证明设计所采用的工程措施能减轻永久性地面变形现象所产生的影响,较为

慎重的做法是另选厂址。

参考书目

IAEA. Earthquakes and associated topics in relation to nuclear power plant siting (A Safety Guide). Vienna: IAEA, 1991  
(吴迪忠)

duiner bujian shiro

堆内部件释热 (heat generation in reactor components)

在燃料元件、反射层、热屏蔽层、压力容器及控制棒等部件内的热量产生与分布。燃料元件内的发热主要是由裂变碎片动能、 $\beta$ 与 $\gamma$ 射线的吸收而引起的。热屏蔽层、压力容器等部件内的发热主要是由吸收 $\gamma$ 射线而引起的。

燃料元件释热 燃料元件内的释热率正比于裂变率 $\Sigma_f\phi$ 或 $N\sigma_f\phi$ 。其中 $N$ 为燃料中每单位体积内易裂变核素的核数； $\sigma_f$ 为微观裂变截面； $\phi$ 为中子通量密度； $\Sigma_f$ 为宏观裂变截面。如果在某一特定的堆芯内或堆芯的某一区域内 $N$ 是空间均匀分布的，则其单位体积释热率的空间分布可以认为与中子通量密度空间分布相同。

表1给出几种简单几何形状均匀裸堆的热中子通量密度分布。

表1 均匀裸堆的热中子通量密度分布

几何形状	坐标	热通量分布
无限大平板	$x$	$\phi_0 \cos\left(\frac{\pi x}{L'}\right)$
正平行六面体	$x, y, z$	$\phi_0 \cos\left(\frac{\pi x}{L'}\right) \cos\left(\frac{\pi y}{L'}\right) \cos\left(\frac{\pi z}{L'}\right)$
球体	$r$	$\phi_0 \sin\left(\frac{\pi r}{R'}\right) / \left(\frac{\pi r}{R'}\right)$
有限长圆柱体	$r, z$	$\phi_0 J_0\left(\frac{2.405r}{R'}\right) \cos\left(\frac{\pi z}{L'}\right)$

表中 $L'$ 为堆芯外推长度，等于 $L+1.42\lambda$ ； $L$ 是堆芯实际长度； $\lambda$ 是中子迁移平均自由程； $R'$ 是堆芯外推半径，等于 $R+0.71\lambda$ ； $R$ 是堆芯实际半径； $\phi_0$ 是堆芯几何中心处的热中子通量密度； $J_0$ 是零阶贝塞尔函数； $x$ 、 $y$ 、 $z$ 及 $r$ 分别是由堆芯几何中心算起的水平方向，轴向及径向的距离。

在实际的反应堆中，燃料及慢化剂通常不是均匀分布的。水隙会使局部中子通量密度升高；插入控制棒，会使堆芯内的中子通量密度分布受到很大干扰；水中汽泡的产生，也会影响中子通量密度分布形状。实际

的堆芯内中子通量密度分布和体积释热率分布，要用三维反应堆物理计算程序进行详细分析才能得到。

通常用来表示堆芯燃料发热强度的参数有堆芯平均比功率和堆芯平均功率密度。前者系堆芯内平均每公斤燃料发出的功率，通常用kW/kg燃料做单位；后者系堆芯内平均每单位体积所发出的功率，通常用kW/L做单位。

几种类型的反应堆堆芯平均比功率和堆芯平均功率密度的大致范围见表2。

关于燃料元件在停堆后的释热，见堆芯剩余释热。

表2 平均比功率和平均功率密度范围

堆型	堆芯平均比功率 (kW/kg (燃料))	堆芯平均功率密度 (kW/L (堆芯))
水堆	10~46	8~110
高温气冷堆	50~100	2.5~14
钠冷快堆	100~700	400~900

压力容器和热屏蔽层内的释热 压力容器和热屏蔽层内的释热是吸收 $\gamma$ 射线而引起的。堆芯内 $\gamma$ 射线有三种来源：即裂变时瞬发的 $\gamma$ 射线，裂变产物衰变时放出的 $\gamma$ 射线和中子俘获反应产物放出的 $\gamma$ 射线。

(1) 裂变时瞬发的 $\gamma$ 射线能量：在反应堆内用 $^{235}\text{U}$ 做燃料时，每发生一次裂变放出的瞬发 $\gamma$ 射线能量平均约为5MeV。如果反应堆的热功率是 $P\text{kW}$ ，则裂变时瞬发 $\gamma$ 射线的总能量是 $E_1 = 2.48 \times 10^{-2}P$ 。

(2) 裂变产物衰变时放出的 $\gamma$ 射线能量：每次裂变产生的裂变产物，在衰变时，约放出6MeV的 $\gamma$ 射线能量。反应堆内的裂变放出的 $\gamma$ 射线的总能量是 $E_2 = 2.97 \times 10^{-2}P$ 。

(3) 中子俘获反应产物释放出的 $\gamma$ 射线能量：中子俘获反应产物放出的 $\gamma$ 射线能量，与堆芯中燃料和结构材料的类型、数量和布置有关。如已知第 $i$ 种材料在每次裂变时俘获的中子数为 $n_i$ ，并且每俘获一个中子后，放出的 $\gamma$ 射线的能量为 $E'_{\gamma i}$  (MeV)，则中子俘获反应产物放出的 $\gamma$ 射线的总能量是

$$E_3 = 4.96 \times 10^{-3} P \sum_{i=1}^I E'_{\gamma i} n_i$$

控制棒吸收中子后产生 $\gamma$ 射线的能量计算是：先把中子按其能量的大小分成若干群，再根据各群中子在控制棒位置的中子通量密度 $\phi$ 和控制棒材料的宏观吸收截面 $\Sigma_{ab, i}$ ，求出控制棒吸收各群中子后放出的 $\gamma$ 射线能量： $E_c = \sum (\phi \Sigma_{ab, i} E'_{\gamma i})_i$ 。

反应堆中放出的全部 $\gamma$ 射线的总能量是 $E_\gamma = E_1 + E_2 + E_3 + E_c$ 。

$\gamma$ 射线照射在压力容器和热屏蔽层等部件上,只有部分能量被吸收,其余部分或是穿透或是被反射。压力容器、热屏蔽层和反射层等圆筒形部件对 $\gamma$ 射线能量的吸收可以近似地按平板处理。其体积释热率分布是 $q_v(x)=1.38\times 10^{-7}\sum_i[(1+B)I_0\mu_i\exp(-\mu_i x)]$ ,其中 $I_0$ 是源强, $\text{MeV}/(\text{s}\cdot\text{cm}^2)$ ;  $B$ 是经验的积累因子;  $\mu_i$ 是材料的能量吸收系数, $1/\text{cm}$ ,它是光子能量的函数;  $i$ 表示第 $i$ 种能量的光子。

参考书目

格拉斯登和塞桑斯基著,核反应堆工程,吕应中等译,北京:原子能出版社,1986 (Glastones S & Sesonske A. Nuclear Reactor Engineering, Third Edition, Van Nostand Reinhold Company, 1981)

任功祖,动力反应堆热工水力分析,北京:原子能出版社,1982

(李金才)

duinei daore

堆内导热 (heat conduction in reactor)

反应堆内以导热形式传递热量的方式。导热是在物质没有宏观位移条件下仅靠分子或电子的相互作用来实现热量传递的。堆内导热遵循傅里叶定律 $Q=-kA\times (dt/dx)$ ,式中 $Q$ 是单位时间内沿 $x$ 方向、穿过与之垂直的平面(面积为 $A$ )传导的热量; $\frac{dt}{dx}$ 是该处的温度梯度; $k$ 是热导率。

反应堆设计中必须处理堆内各种部件在稳态和瞬态工況下的热传导问题,即通过求解热传导方程,确定各部件内的温度分布,使之满足相应的安全要求。

堆内导热的主要特点是:①热源的特殊性:如堆芯体积释热率高及其空间分布不均匀(见反应堆释热);②堆材料热物性(如热导率)在核辐射条件下的可变性;③堆部件几何形状及其边界条件的复杂性。因此,在解决堆内导热问题时,往往需根据具体情况和工程经验进行合理的简化,并引入一些特定的处理方法和分析模型。

**热传导方程** 描述堆内部件热传导规律的微分方程,有下表中的几种形式。

热传导微分方程的几种型式

序号	方程名称	适用范围	方 程
1	通用热传导方程	材料各向同性、瞬态、释热	$\nabla [k\nabla t] + q_v = \rho c \frac{\partial t}{\partial \tau}$
2	通用热传导方程	热导率为常数、瞬态、释热	$\nabla^2 t + \frac{q_v}{k} = \frac{1}{\alpha} \frac{\partial t}{\partial \tau}$
3	泊松方程	热导率为常数、稳态、释热	$\nabla^2 t + \frac{q_v}{k} = 0$
4	扩散或傅里叶方程	热导率为常数、瞬态、无释热	$\nabla^2 t = \frac{1}{\alpha} \frac{\partial t}{\partial \tau}$
5	拉普拉斯方程	热导率为常数、稳态、无释热	$\nabla^2 t = 0$
6	亥姆霍兹方程	热导率为常数、稳态、体积释热率是温度的线性函数	$\nabla^2 t + B^2 t = 0$

表中 $t$ 是温度; $\tau$ 是时间; $q_v$ 是部件内体积释热率; $k$ 是材料热导率; $c$ 是材料比热; $\rho$ 是材料密度; $\alpha=\frac{k}{\rho c}$ 是材料热扩散率; $B$ 是常数。

反应堆设计中最常用的是表中的方程2和方程3,即瞬态通用热传导方程和稳态热传导泊松方程。当燃料元件温度对堆芯反应性有明显影响时,往往可将体积释热率近似表示为温度的线性函数,这时须用亥姆霍兹方程描述燃料元件的稳态热传导特性。

求解热传导方程的方法有解析法、近似解析法和数值法等。对热传导方程,一般仅在某些特定条件下才能得到其严格的解析解;在多数情况下,特别是在瞬态工況下,其严格解不是太繁琐,就是根本不存在。因此,通常采用数值解法处理这类热传导问题。目前,计算工

具和分析技术都达到了相当先进的水平,数值法已成为解决复杂的堆内导热问题的主要手段。

**积分热导率** 材料热导率对温度 $t$ 的积分值,通常以 $\int_{t_1}^{t_2} k(t)dt$ 形式给出,其值可通过实验测得。

堆内部件材料的热导率一般都随材料的温度而变化,并且这种变化往往是非线性的。如 $\text{UO}_2$ 燃料芯块的热导率不仅小,而且其值随燃料温度变化较大。对于这种情况,若采用平均温度下的热导率计算燃料芯块温度,将产生较大的误差;但若直接用热导率的温度函数进行求解又很复杂,因而引入积分热导率的概念,这样,在处理由温度 $t_2$ 至 $t_1$ 处的热传导问题时,只须取积分热导率在温度区间 $(t_2-t_1)$ 的平均值作为材料的



平均热导率, 即  $\bar{k} = \int_{t_1}^{t_2} k(t) dt / (t_2 - t_1)$ , 就可在导热量的计算中, 照样采用热导率为常数的公式。

**间隙热传导** 燃料芯块和包壳间的热量传递。在水堆常用的燃料元件中, 燃料芯块和包壳之间均会有很窄的环形间隙 (图 1), 并且其间充有氦气。在反应堆运行一段时间后, 由于燃料芯块的肿胀和破碎以及裂变气体的释放, 使燃料芯块与包壳交界面的传热问题复杂化了, 即由基本是通过单一气体气隙的热

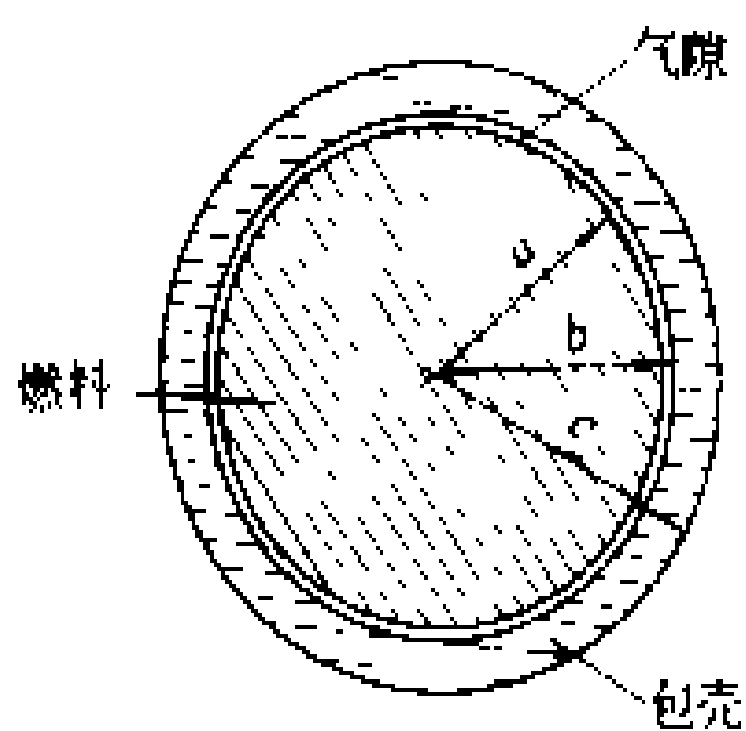


图 1 圆柱形燃料元件 通过单一气体气隙的热传导问题演变为通过芯块—包壳接触表面的热传导和通过复合气体气隙的热传导两种方式的组合传热问题。在间隙热传导问题中, 主要研究燃料元件芯块与包壳界面间的热传导特性及其分析模型。

间隙传热是反应堆燃料元件设计和安全评价中所必须考虑的问题之一。虽然目前已发展了各种分析模型来处理这类传热问题, 但其分析结果不很可靠, 因此在热工设计时多采用以实验数据为依据的半经验计算模型。

**等效传热系数** 在处理燃料元件芯块与包壳界面间隙热传导时所采用的经验传热系数。它是借助实验, 在尽可能模拟反应堆实际工况条件下直接测定的。目前, 在大型轻水堆核电厂的燃料元件设计中, 可近似地取辐照后的  $\text{UO}_2$  芯块与锆合金包壳界面的等效传热系数的数值为  $6000 \text{ W}/(\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C})$ , 来估算界面处的温度降落或燃料芯块的表面温度。

**燃料元件温度场** 正确分析燃料元件在各种工况下的温度分布对堆芯核设计和安全分析是至关重要的。燃料元件温度场与其体积释热率分布、几何形状和边界条件等情况有关。燃料元件中瞬态温度分布须结合复杂的瞬态工况分析才能得到; 而对于其稳态工况, 只须作些合理的简化, 即可由热传导泊松方程求解出元件横截面内的温度场。

**圆柱形元件温度场** 目前, 在轻水堆核电厂中, 都采用圆柱形细棒束燃料组件。对这种圆柱形细棒束燃料组件的计算, 可忽略燃料元件轴向传热的影响, 可将燃料元件导热计算问题简化成一维热传导问题。当燃料元件横截面内中子通量密度的变化和材料热物性在所处温度范围内的变化均不大时, 可假定元件横截面上的体积释热率和热导率为常数。由此可得燃料芯块内的稳态温度分布为凸抛物线形, 即燃料芯块径向  $r$  处的温度为:  $t(r) = t_a + q_v (a^2 - r^2) / (4k_u)$ ,  $0 \leq r \leq a$ , 式中,  $t_a$  是燃料芯块表面温度;  $k_u$  是芯块热导率;  $a$  是芯块半径。

对燃料包壳的热传导问题, 一般可简化为无释热的热传导问题。因此, 包壳内温度降落为  $t_b - t_c = q_v a^2 \ln(c/b) / (2k_c)$ , 式中  $k_c$  是燃料包壳材料的热导率。

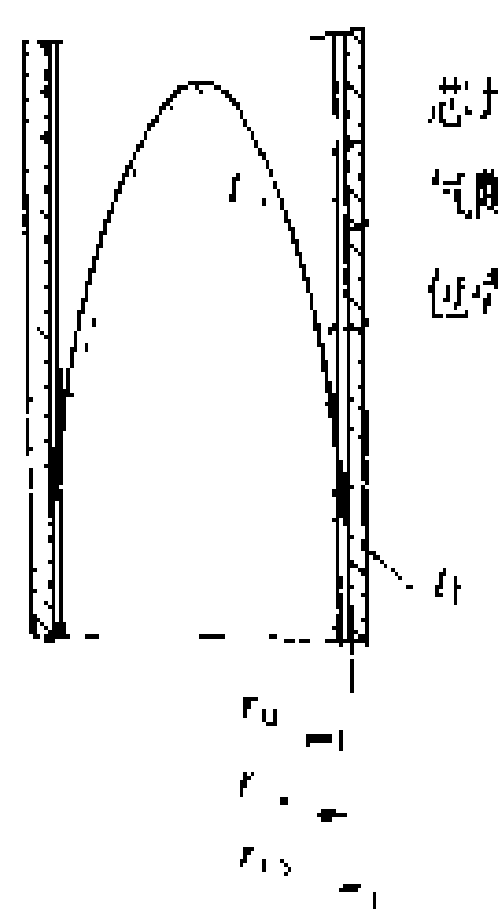


图 2 圆柱形燃料元件温度场

图 2 表示圆柱形燃料元件内典型的温度分布。通常, 燃料包壳表面温度可由冷却剂温度和换热边界条件求得, 然后利用上述各式解出元件横截面内的温度分布。再由体积释热率和冷却剂温度的轴向分布, 即可求得燃料元件的轴向温度分布 (见堆内换热和堆内载热)。

**平板形燃料元件温度场** 平板形燃料元件的热传导问题通常可简化成多层无限平板热传导问题。若燃料元件两表面具有相同的冷却条件, 则其芯块的稳态温度场也是对称于中心平面的凸抛物线 (图 3), 即  $x$  处的温度  $t(x) = t_a + q_v (a^2 - x^2) / (2k_u)$ ,  $0 \leq x \leq a$ 。

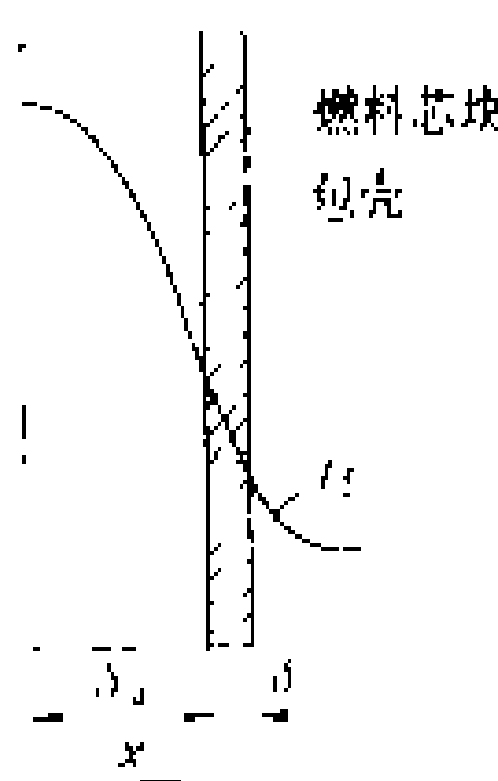


图 3 平板形燃料元件温度场

平板形燃料元件的包壳与芯块是实压在一起的, 因而包壳与芯块界面处的连续性条件不同于圆柱形元件。包壳内温度为线性分布。

**空心圆柱形燃料元件温度场** 薄壁的空心圆柱形燃料元件可当作平板形元件处理, 这样处理的误差很小。

厚壁的空心圆柱形燃料元件温度场与两侧表面的边界条件有关。对于其内表面绝热、外表面冷却的情况, 燃料元件芯块稳态温度分布为:  $t(r) = t_a - q_v a^2 / (4k_u) [(r/a)^2 - 2 \ln(r/a) - 1]$ ,  $a \leq r \leq b$ , 式中  $a$  和  $b$  分别是燃料芯块的内半径和外半径。

对于燃料元件的外表面绝热、内表面冷却的情况, 则:  $t(r) = t_b - q_v b^2 / (4k_u) [(r/b)^2 - 2 \ln(r/b) - 1]$ ,  $a \leq r \leq b$ 。

对于燃料元件的两表面均匀冷却的情况, 燃料芯块温度场为:  $t(r) = t_a - q_v (r^2 - a^2) / (4k_u) + [(t_a - t_b) - q_v (b^2 - a^2) / (4k_u)] \ln(r/a) / \ln(a/b)$ ,  $a \leq r \leq b$ 。

对于燃料元件芯块与包壳界面的间隙热传导及包壳的热传导问题, 可按与处理圆柱形燃料元件相同的方法处理。

**球形燃料元件温度场** 假定球形燃料元件内的体积释热率和热导率为常数,则在均匀冷却条件下,球形燃料元件芯块的稳态温度场为: $t(r) = t_s + q_v (a^2 - r^2) / (6k_s)$ ,  $0 \leq r \leq a$ , 其中  $a$  是燃料芯块的半径;  $t_s$  是燃料芯块的表面温度。

**固体慢化剂温度场** 当用石墨作为堆芯的慢化剂时,石墨结构因温度梯度造成的热应力是这种堆设计中必须注意的一个问题。石墨内温度场与堆功率分布,冷却剂通道布置和冷却条件等情况有关。忽略轴向热传导的固体慢化剂温度场可通过求解二维热传导方程得到。

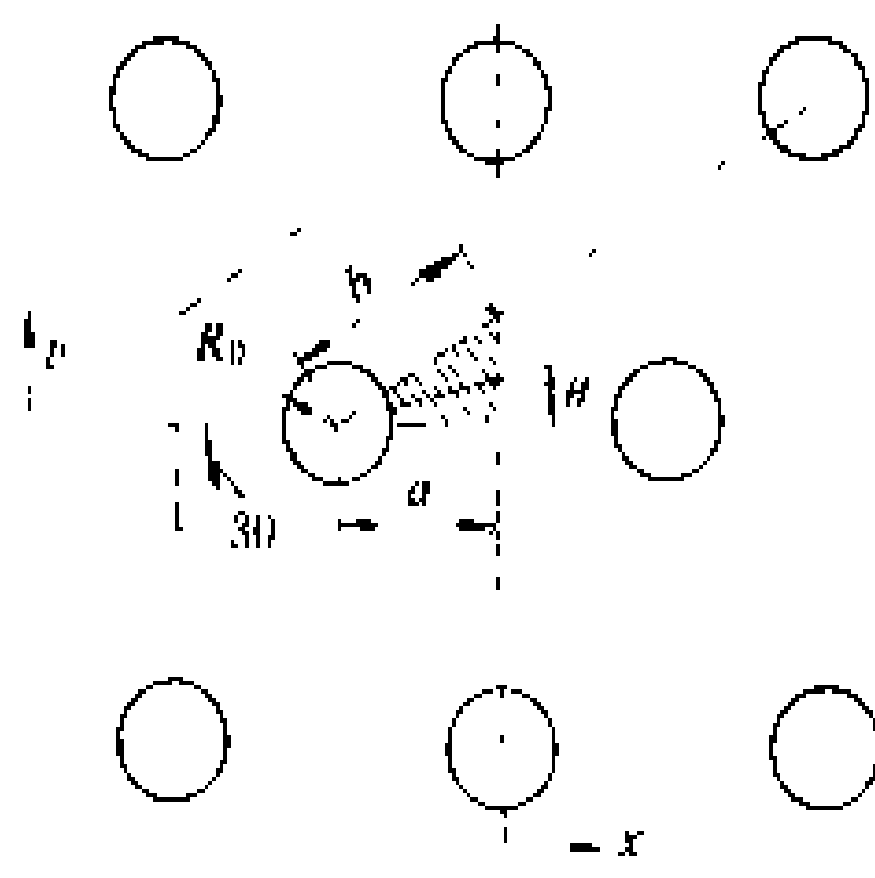


图4 石墨慢化剂中的冷却剂通道

图4表示石墨中冷却剂通道为三角形布置的结构,这种布置具有30°的对称性。假定:石墨块内体积释热率  $q_v$ 、热导率  $k_m$  和冷却剂通道的表面温度  $t_s$  仅沿轴向变化,则石墨横截面上的稳

态温度场的近似解可表示为: $(t-t_s) / (q_v b^2 / k_m) = 0.25 [ (3 \times \sqrt{3} / \pi) \ln(r/a) - (r/b)^2 + (a/b)^2 ] - 0.01484 (r/b)^6 \cos 6\theta - 0.00021 (r/b)^{12} \times \cos 12\theta$ 。

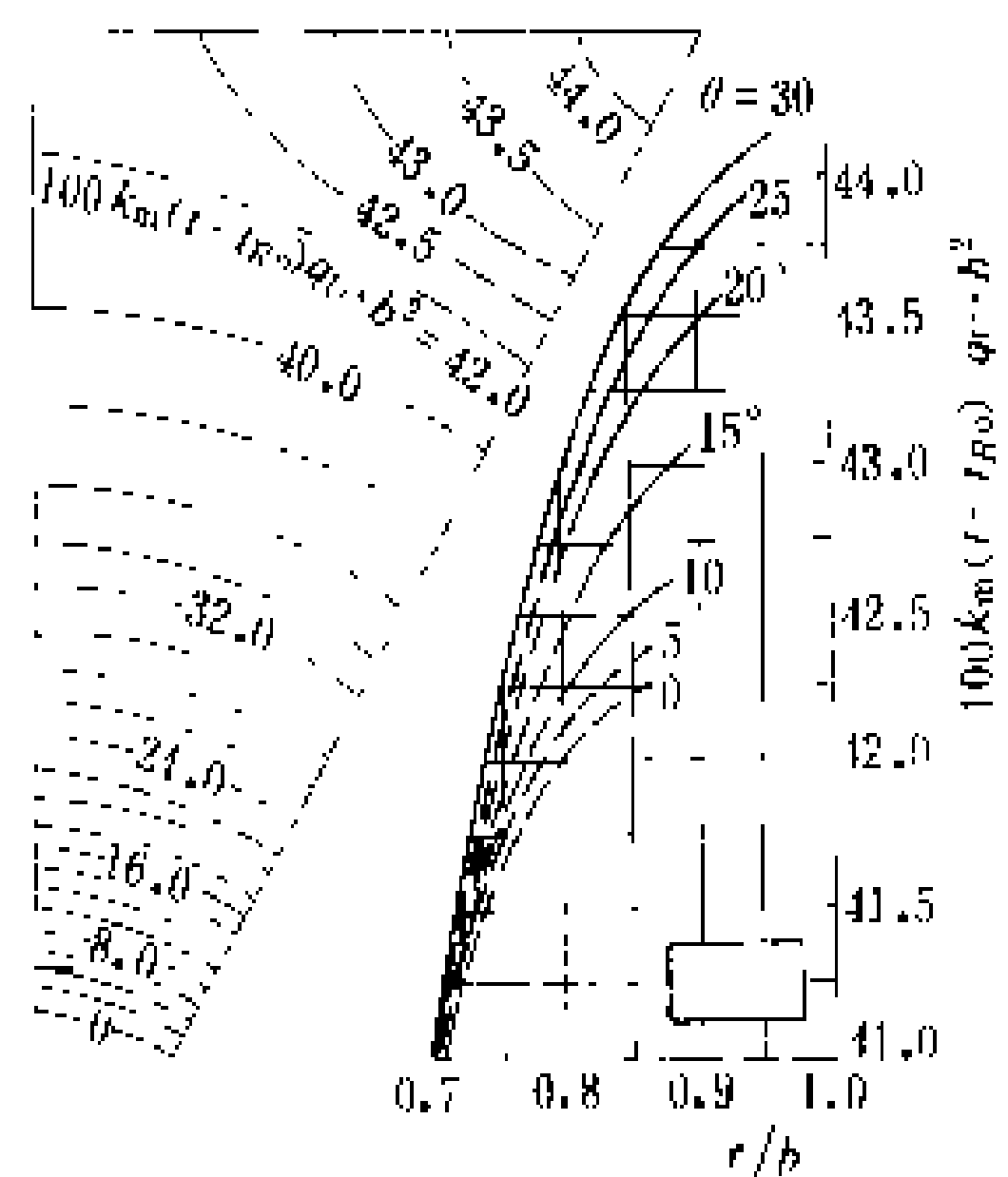


图5 石墨慢化剂内温度场

图5给出上式的一种计算结果,可以直观地反映石墨块内的温度分布。

**受辐照部件温度场** 反应堆堆芯是一个很强的辐射源。这种强辐射源的辐照使堆内构件、热屏蔽和压力容器等反应堆部件都成为释热的部件。这里以热屏蔽为例计算其温度场,其他部件(如反应堆压力容器等)可按类似方法处理。

热屏蔽位于堆芯和压力容器之间,一般为圆筒形,两面有冷却。核辐射来自内侧,热屏蔽内体积释热率一般可处理为沿径向的指数衰减分布,即  $q_v = q'_v H e^{-\mu x}$ ,

其中  $q'_v$  是热屏蔽内表面处的体积释热率;  $H$  是积累因子。通常,热屏蔽厚度比较薄,可取  $H=1$ ;  $\mu$  是吸收系数。

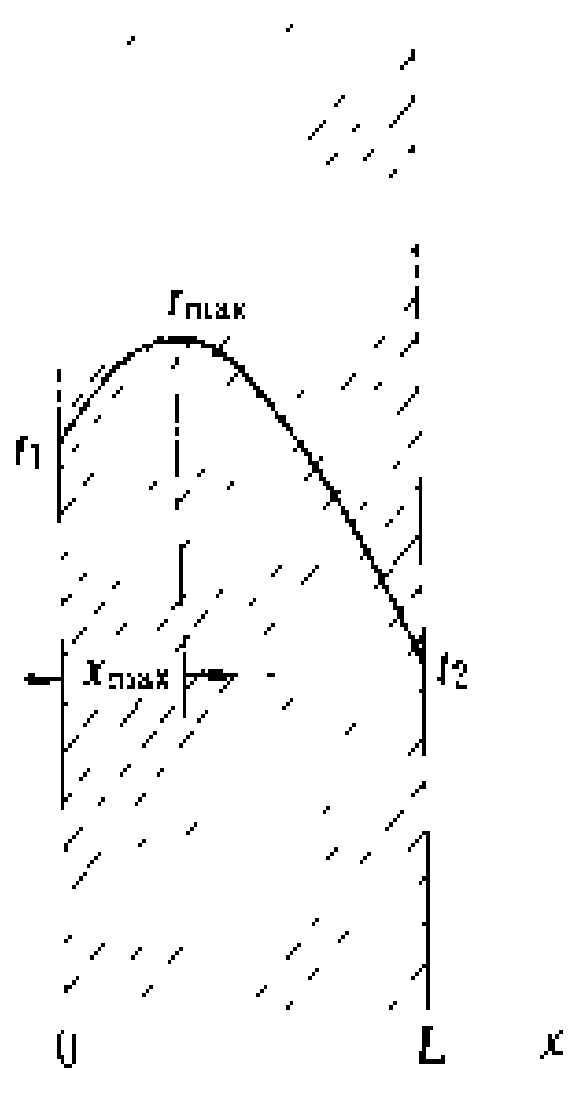


图6 热屏蔽温度场 热屏蔽内温度高处距内表面的距离  $x_{max} = -\ln [ (t_1 - t_2) \times \mu k / (q'_v L) + (1 - e^{-\mu L}) / (\mu L) ] / \mu$ 。

热屏蔽内典型的温度分布如图6所示。

**参考书目**

奥齐西克著,热传导,俞昌铭主译。北京:高等教育出版社,1983 (Ozisik M N. Heat Conduction. New York: Wiley, 1980)

(郑文祥)

duinei goujian

**堆内构件 (reactor internals)** 压水堆压力容器内除燃料组件及其相关组件以外的所有的其他构件,包括堆芯上部支承构件、堆芯下部支承构件、堆芯测量支承结构(见彩图插页第9页19图)。其功能是:①可靠地支承、压紧和精确地定位燃料组件及其相关组件;②为控制棒组件提升和下降提供导向,在事故工况下保证控制棒组件快速插入堆芯;③提供冷却剂流道,引导进入反应堆的冷却剂通过堆芯,阻止旁通流量与减少泄漏量;④合理分配进入堆芯的冷却剂流量;⑤降低反应堆压力容器内表面所遭受的快中子注量;⑥为堆芯测量(包括温度测量和中子通量密度测量)部件提供支承和导向;⑦支承和固定反应堆压力容器材料辐照监督装置。

设计要求 堆内构件设计要满足堆芯核设计、热工水力、力学性能和变形等准则的要求。按反应堆设计参数确定堆芯几何形状,实现燃料组件及其相关组件的合理布置,以使其流量占总流量90%以上的冷却剂进入堆芯,并在堆芯中具有合理的流量分布,避免滞流区和产生强烈的水流振动。对堆内构件中所有的螺钉、螺帽、定位销等连接件,均需采取可靠的防松措施。在堆外设置松动件监测系统,以便随时监测堆内构件中

的连接件是否松动或脱落。结构设计必须做到：在装换料和反应堆压力容器内表面在役检查时，能进行整体吊装，并满足能实现远距离安全吊装。堆内构件的对中装配，应满足控制棒驱动线的对中要求。控制棒导向组件应在冷热态驱动线静动水试验中验证其可行性和可靠性。堆内构件主体材料为奥氏体不锈钢、部分材料为镍基合金。（见堆芯结构材料）

**堆芯上部支承构件** 由压紧板、支承筒、导向筒、堆芯上板、热电偶接线柱以及压紧弹性环等构成。支承筒上端与压紧板，下端与堆芯上板构成刚性结构。导向筒是使控制棒插入堆芯的导向组件，其上部由一定数量的具有与控制组件相同形状的开孔法兰和方筒组成。下部由若干根C形管和双孔管通过法兰焊接在一起。上下两部分由中间法兰连接成整体。堆芯上板上设有燃料组件定位销和为导向筒定位的销孔。在吊篮法兰与压紧板之间装有“Z”形压紧弹性环。当压力容器顶盖螺栓拧紧后，压紧弹性环受到压缩，以压紧吊篮法兰，同时通过堆芯上部支承构件，将堆芯中所有的燃料组件压紧，并补偿热态时热膨胀引起的轴向差值。

**堆芯下部支承构件** 由吊篮、围板、下栅格组件和堆芯下部辅助支承构成。吊篮上法兰置于反应堆压力容器内支承台肩上，承受堆芯的全部重量，并通过四个均布的定位键与压力容器筒体、顶盖及上部支承构件定位，保证反应堆驱动线孔系的对中。吊篮筒体上配有出水接管与压力容器的出水管密封环匹配，利用压力容器和吊篮不同材料的热膨胀差而达到热态密封。下栅格组件由吊篮底板、流量分配板、堆芯下板和可调整的支承柱组成。在堆芯下板上设有燃料组件精确定位用的定位销和一定数量的中子通量密度测量管的孔道。在堆芯的外围用不锈钢板构成的曲折形围板，通过与其环向连接的辐板、装于吊篮筒体内壁，将整个堆芯围住，以保证大部分反应堆冷却剂通过堆芯。吊篮筒体壁、围板和所有径向的水隙都用来减弱中子对反应堆压力容器的辐照损伤。在吊篮底部还设有辅助支承（亦称安全支承），吊篮断裂时，可依靠该辅助支承的缓冲器吸收吊篮跌落时的冲击能量，避免反应堆压力容器受损，且可使控制棒仍保持在堆芯部位，不致于引入过大的反应性。

**堆芯测量支承结构** 由堆内中子通量密度测量、堆芯温度测量支承和导向结构组成。探测器一般从反应堆压力容器顶盖上进入堆芯或从反应堆压力容器底部进入堆芯。如果中子通量密度探测器是由底部进入堆芯的，则探测器穿过反应堆压力容器下封头接管进入堆内，经过辅助支承中的通量导管和下栅格组件上的支承柱导管，最终进入燃料组件的通量导向管中。堆

内温度测量用的热电偶，由堆芯上部支承构件的热电偶接线柱引出至压紧顶板上汇集成几束，然后穿过反应堆压力容器顶盖上的温度测量管座引向堆外，直至二次仪表。

（李瑞生）

duinei huanre

## 堆内换热 (heat transfer in reactor core)

反应堆内的释热部件与冷却剂之间的热交换。燃料元件是堆内主要释热部件，它的发热量占反应堆总发热量的90%以上。

由于反应堆内进行裂变链式反应，反应堆燃料元件内产生大量的热。对于这些热量，一方面可以合理地开发利用，使人类获取动力；另一方面，只有将这些热量及时地载出反应堆，才能保证反应堆安全地工作。将堆内热量载出反应堆，是通过冷却剂流经堆芯、冷却燃料元件，并使冷却剂流出堆芯而实现的。研究堆内换热的目的，主要在于如何能安全可靠而又有效地将堆内部件发出的热量转入冷却剂中。

堆芯内换热的方式基本上是对流换热，一般情况下不单独考虑热辐射的影响。

在对流换热情况下，壁面传出热量 $q$ 与冷却剂温度 $t_f$ 之间，遵循牛顿定律，即 $q=h(t_w-t_f)$ ，式中 $q$ 为热流密度， $\text{J}/(\text{m}^2\cdot\text{h})$ ； $h$ 为换热系数， $\text{J}/(\text{m}^2\cdot\text{h}\cdot\text{K})$ ； $t_w$ 为燃料元件（或其他发热部件）表面温度， $\text{K}$ ； $t_f$ 为冷却剂主流体温度， $\text{K}$ 。

此处换热系数 $h$ 的意义是：在单位时间内，从单位面积上壁面与流体间每度温差所能传出的热量。研究换热过程的主要任务在于确定换热系数 $h$ 。

对于不同形状的燃料元件与不同类型的冷却剂，换热过程有很大的差异。

常用的燃料元件有棒状、板状、多层套管状（见图1）及球状等。对于棒状、板状、多层套管状元件，其冷却剂流道形状及尺寸沿流向基本上保持不变，它们都属于定尺寸流道，其流动和换热规律都相近，可归入沟道流动类。球形燃料元件构成的堆积球床，流道形状沿流向不断改变，每个燃料元件球表面各处的换热与流动情况也各不相同，可归入球床流动类。

**沟道流动换热** 对于不同几何形状的沟道，可以近似地用当量直径来表征其流向上的截面大小，即，把棒束流道、矩形流道（板状元件形成的流道）、环形流道（多层套管形成的流道）等不同形状的流道看作具有某一当量直径的圆管流道，从而对不同几何形状的定尺寸流道中的换热问题，都可以采用同样的圆管换热计算公式。

在沟道中冷却剂流动情况下，沟道内的换热强烈

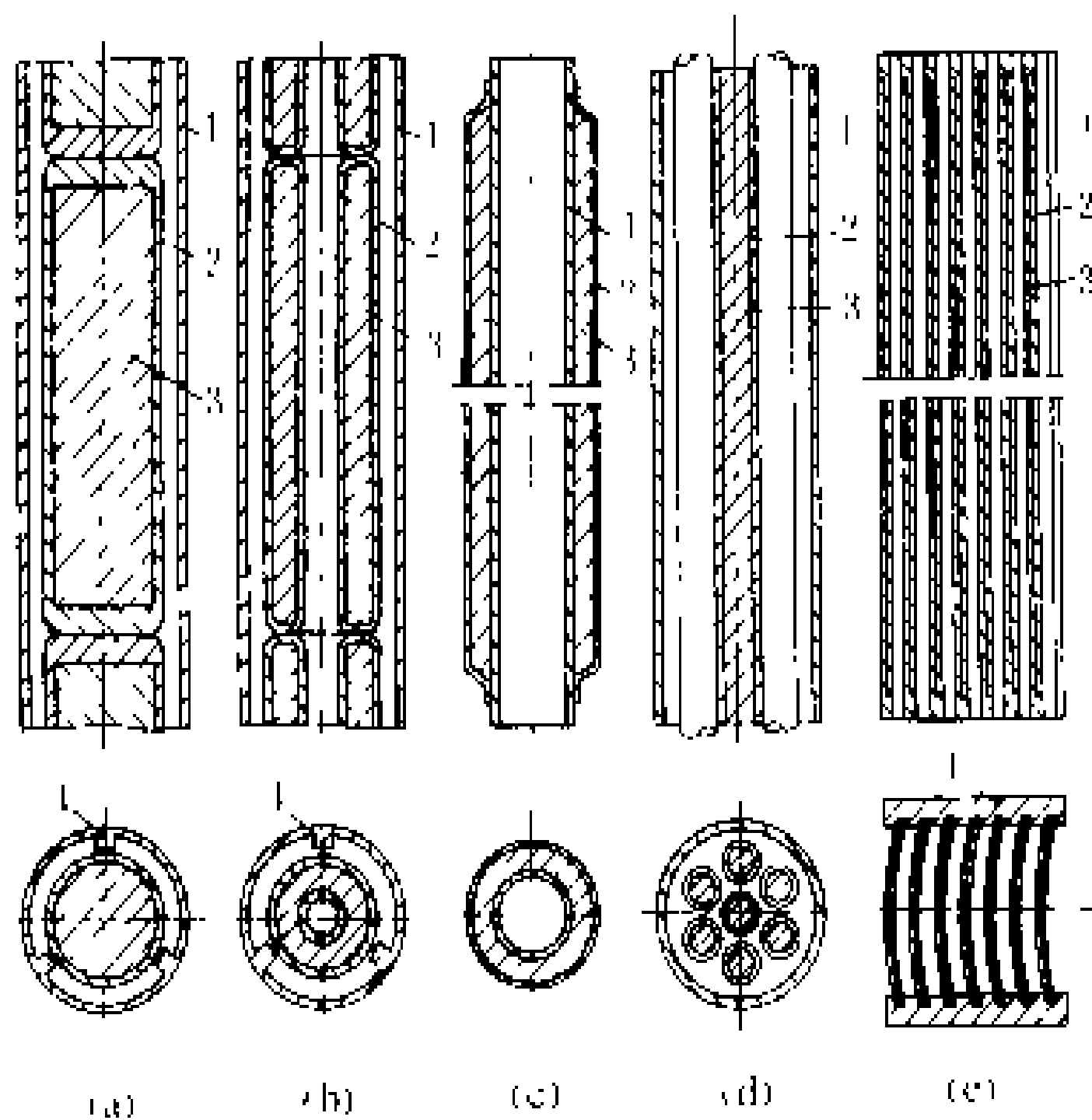


图1 五种类型的燃料元件

(a) 棒状；(b) 环状；(c) 管状；(d) 棒束；(e) 板状  
1—工艺管道；2—包壳；3—燃料芯块；4—对中或导向装置

地取决于冷却剂的种类和工况（沸腾还是单相）。

在反应堆冷却剂中，单相情况下的水、有机物（二联苯、三联苯等）以及气体（氮、二氧化碳、空气等）的热物性参数普朗特数  $Pr$ （运动粘度  $\nu$  与热扩散率  $a$  之比）都接近于 1，其换热规律相近，可归为一类；液态金属普朗特数远小于 1，其换热规律自成一类；沸腾换热则是另一类。下面分别就这三类情况进行讨论。

单相换热， $Pr \approx 1$  冷却剂不发生相变（主要指沸腾）的换热过程。压水堆内的换热即属此类。

由于换热过程比较复杂，主要取决于流动工况，故通常只能用半经验的准则方程来求出换热系数。在准则方程式中，换热系数  $h$  常作为相似准则  $Nu$ ——努谢尔准则中的一个组分而给出的，即  $Nu = \frac{hd}{k}$ ，其中， $d$  为沟道的当量直径， $k$  为冷却剂的热导率。由因次分析及实验可以得到，一般情况下， $Nu$  是雷诺准则  $Re = \frac{wd}{\nu}$  和普朗特准则  $Pr = \frac{\nu}{a}$  的函数。对最常见的湍流（见单相流）单相换热情况，常用公式为  $\left(\frac{hd}{k}\right) = 0.023Re^{0.8}Pr^{0.4}$ ，式中， $w$  为冷却剂流速； $\nu$  为冷却剂运动粘度。由此式可见，影响换热系数  $h$  的因素，除沟道几何尺寸和冷却剂的热物理性质外，主要是冷却剂的流速，流速愈高则换热愈强烈。

单相换热， $Pr \ll 1$  对于  $Pr \ll 1$  的冷却剂（即液态金属），如钠、钾-钠合金等，其换热过程中的导热和对流起着同等重要的作用。常用的半经验准则关系式为  $\frac{hd}{k} = A + B\left(\frac{wd}{a}\right)^C$ ，式中， $a$  为冷却剂的热扩散率； $h$ 、 $d$ 、 $k$ 、 $w$  的定义同前； $A$ 、 $B$  及  $C$  为半经验常数，对于

洁净（不含氧化物）的冷却剂而言，可取  $A=5.0$ ， $B=0.025$ ， $C=0.8$ 。由此式可见，在液态金属换热中，流速和热导率发挥着重要影响。

沸腾换热 冷却剂有相变〔由液相变气（汽）相〕情况下的换热。在沸水堆中，沸腾被用来降低（在同一温度下的）工作压力和增强换热；在压水堆和其他液态冷却剂的反应堆内，事故情况下也可能出现沸腾，所以沸腾换热对堆内换热有着重要的意义。

(1) 泡核沸腾和膜态沸腾：在加热面上发生的沸腾可分为泡核沸腾和膜态沸腾。在发生沸腾时，蒸汽泡在加热面上的所谓汽化核心处生成，并随着吸收热量的过程而逐渐长大，到一定尺寸后，在浮升力和流体冲击力的作用下，脱离加热面进入冷却剂主流。若主流流体温度低于饱和温度。则汽泡在两相流中将因冷凝而缩小乃至消失。这种情况称作过冷沸腾。若主流流体温度已达饱和温度，则汽泡将与主流体及其中的其他汽泡汇合、撞击，同时，在热质交换过程中破裂或长大，并与液相流共同形成两相流动。这种沸腾称作饱和沸腾。不论是过冷沸腾还是饱和沸腾，这种由分散独立的汽化核心和汽泡组成的沸腾系统称为泡核沸腾。

当加热面上汽泡生成的密度很大，以致汇集成片，形成汽膜。这种汽膜将液相冷却剂与加热面成片地隔离开时，这种沸腾称作膜态沸腾。

不论是过冷沸腾还是饱和沸腾，都可能出现泡核沸腾或膜态沸腾。

由于泡核沸腾过程伴随着汽泡的运动、长大或缩小、破裂或凝结，这就给液流，尤其给边界层内的液流带来强烈的扰动，使得传热大为增强。

影响泡核沸腾换热的主要因素有热流密度、压力及热物理性质等。其中热流密度的影响十分明显。一般情况下，泡核沸腾换热系数大约与热流密度的 0.7 次方成正比。（见临界热流密度）

由于汽膜远比液相流体冷却能力差，所以在出现膜态沸腾时，加热面温度往往急剧升高（传热恶化），甚至发生过热烧毁问题。

(2) 沸腾起始点与汽泡脱离点：当过冷液体流经加热通道（见图 2）时，其

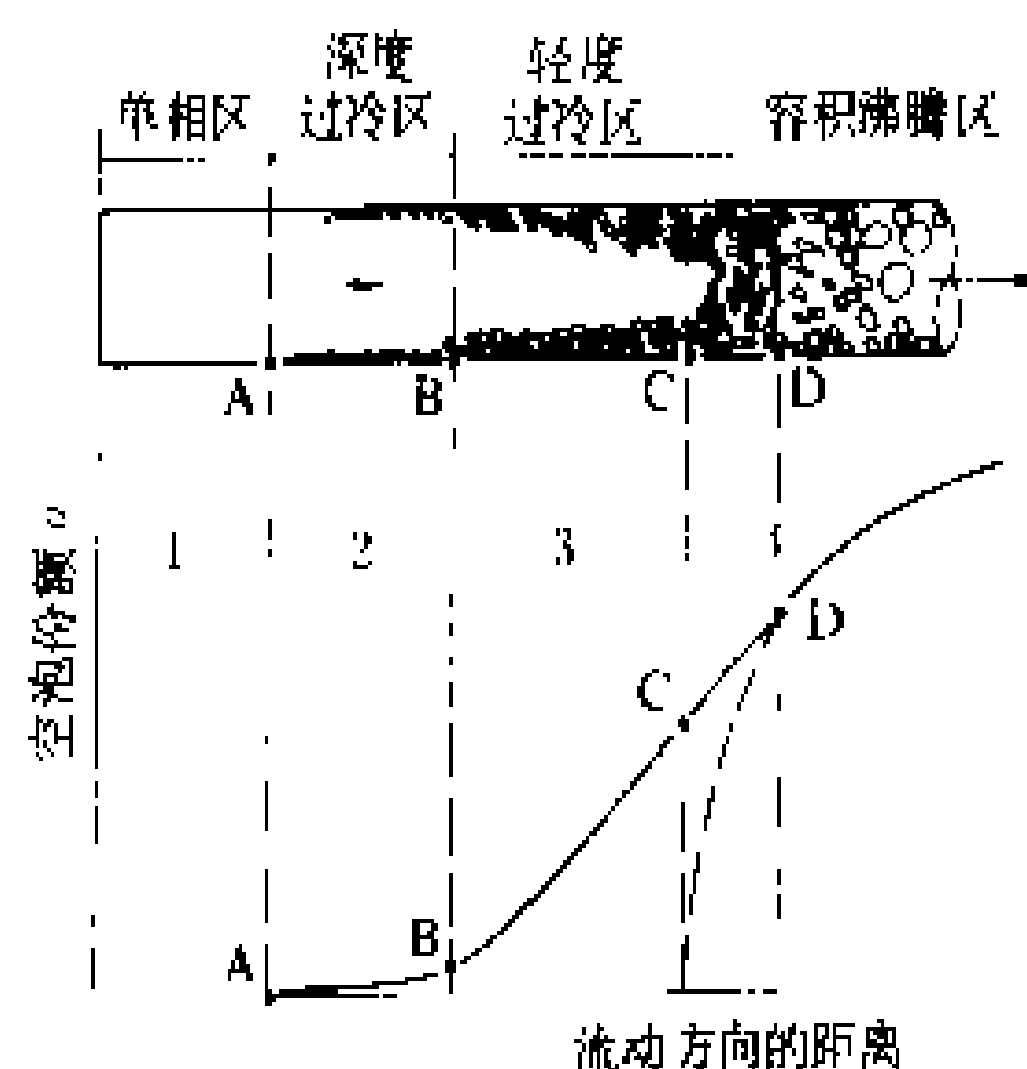


图2 加热通道中空泡份额分布示意图

过冷度将因受热而逐渐降低（即其温度逐渐升高至更接近饱和温度），同时加热壁面的温度也将逐渐升高，当壁面温度超过饱和温度一定程度时，在壁面上开始形成汽泡（如图2上的A点），汽泡附着于壁面上。A点就称作沸腾起始点。当壁面温度及流体温度继续升高时，壁面上的汽泡愈积愈多，其尺寸也愈益增大，当达到到图2上的B点时，汽泡开始脱离壁面进入主流体中，B点就称作汽泡脱离壁面起始点或汽泡脱离点。

**球床流动换热** 在球床高温气冷堆中，采用球形燃料元件，整个堆芯由球形燃料元件堆积而成。

球床流动换热研究的目的在于确定气体冷却剂流经球床时的球形元件表面与流体之间的温度差，以及球表面上的温度分布，以便为确定球内各处的温度状况、安全性及热应力分析提供数据。

球床换热的特点之一是换热的不均匀性，即燃料元件球表面各处的换热强度是各不相同的。面对气流处受到气流正面冲刷，换热最强，与相邻球的接触点处未受到气流冲刷，换热最弱，是换热的死点。

通常，反映球床换热强度的平均换热系数及反映温度分布不均匀性的不均匀系数都是雷诺数  $Re$  及压力的函数，即是冷却剂平均流速（或空床流速）、热物理性质及球直径、球床空隙率等参数的函数。

常用的换热关系式多表示成由相似准则组成的半经验公式。

**喷放及再淹没过程中的换热** 在压水反应堆发生冷却剂流失事故时，会出现几种特殊的过程：喷放过程、干涸过程及再淹没过程。

**喷放过程** 在冷却剂管路破断时，大量冷却剂自破口喷出，反应堆压力及冷却剂液位迅速降低，直到液位降至堆芯顶部为止。这段过程称作喷放过程。在此过程中由于压力降低、冷却剂大量汽化，所以临界热流密度降低，以致可能出现燃料元件过热，以及冷却剂液位下降到危险液位（使堆芯开始裸露的液位）。在喷放过程研究中，喷放过程所需时间是涉及反应堆安全的主要问题。

在此期间的换热及临界热流密度计算方法均与沸腾换热相同（见临界热流密度），只是应在计算公式中代入各时刻各地点的真实参数（压力、含汽量等）。

**干涸过程** 当液位下降到堆芯顶部以下时，堆芯的一部分或全部裸露出来，即，堆芯由液体淹没状态转变为干涸状态，此过程称为干涸过程。

此过程在开始时，只有部分堆芯裸露，裸露部分将受到来自堆芯下部的冷却剂汽流的冷却，这部分的换热可按单相气流换热来处理。到堆芯全部裸露后，冷却剂汽流断了来源。此时，换热进一步恶化，释热元件温度升高，元件包壳锆合金可能与流道内的水汽发生锆水

反应，所释出的热量可能加剧释热元件的升温，换热计算中应考虑这部分热量。

**再淹没过程** 由于反应堆应急堆芯冷却系统的投入，堆芯通常自下而上地逐渐再度被冷却剂水淹没，这就是再淹没过程。

再淹没过程初期，由于释热元件表面温度超过溅射温度，冷却剂液流不能直接地触到元件表面，但蒸汽及飞溅水珠使元件表面逐渐降温后，冷却剂液流就能直接接触释热元件表面进行冷却。随着堆芯液位升高，仅能依靠蒸汽流来冷却的部分愈来愈少，最终全部回到水冷状态。在换热分析中，可近似地按冷却剂液前将流道分为两段，上段按单相气流冷却处理，下段则按水冷却来处理。

此过程更严谨的分析方法尚在发展中，实验研究也正在广泛地进行。

**强化传热** 反应堆内的发热密度比普通锅炉中的要高得多，因此常有必要采取强化传热的措施，尤其当冷却剂为传热性能较差的气体时，更是如此。

强化传热比较成熟的方法有三种，即表面强化、移置器强化和涡流。

表面强化包括表面肋化和表面粗糙化，即在换热表面上加肋片或使表面具有大量凹凸不平的颗粒。这样，既增大了换热面积，又由于液流受到扰动，湍动程度增高而使换热增强。

反应堆燃料元件表面上肋的种类是各种各样的（见图3），肋片材料的选择则主要应考虑中子吸收截面小、热导率高的材料，如铝、锆等。

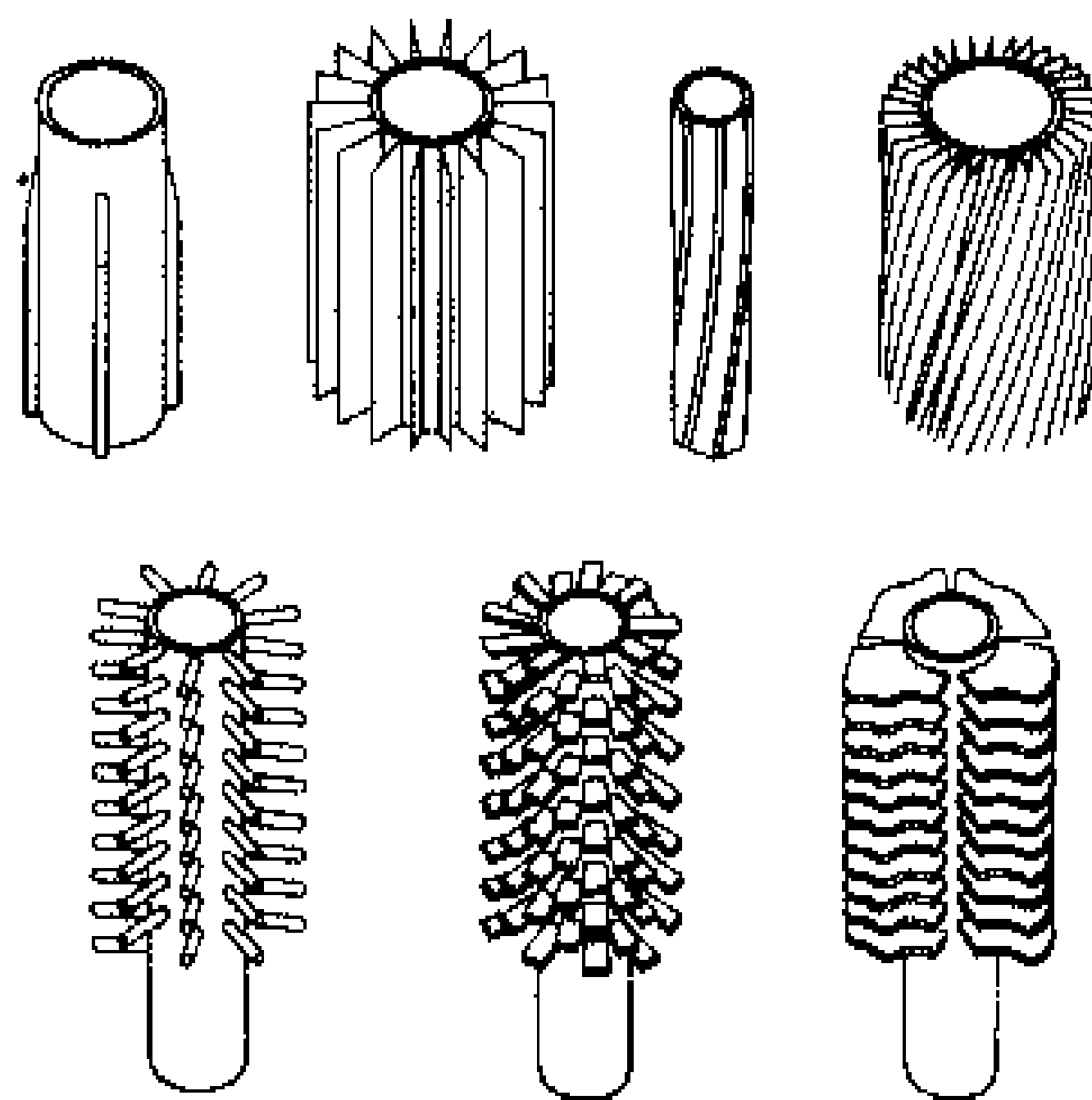


图3 燃料包壳上的各种型式的肋片

在一回路换热器中，带肋片的换热管也已得到广泛的应用。

移置式强化换热是借助于装在换热面附近的扰动

器使液流扰动的办法,来强化传热的。例如,在换热通道入口处,装设扰动圆环等。因其将扰动器移至换热面之外,故称作移置式。

涡流,即,使冷却剂作涡旋流动。通常是通过在加热面上绕丝、加螺旋肋等方式使冷却剂流动方向改变而形成的。

涡流使传热增强的主要原因是:它的径向二次流使流体受到附加的扰动。另外,连续并固定于换热表面上的涡流发生器还会产生肋化的效应。

除上述三种强化传热的主要方式之外,还有向冷却剂内加入添加剂、流体振动、加热面振动等方法,有关这些方法在增加换热能力方面的问题,尚在进行着广泛的研究。

#### 参考书目

Петухов Б. С. и др. Теплообмен в ядерных энергетических установках. Москва: Энергоатомиздат, 1986

EL-Wakil. 核反应堆热工学, 陈叔平等译. 北京: 原子能出版社, 1976

(马昌文)

duinei shure

### 堆内输热 (heat transport in reactor core)

冷却剂将反应堆内产生的热量传输出来的过程。

冷却剂进入堆芯流道后,不断吸收堆内产生的热量,其温度或焓值逐渐升高。反应堆内各处发热率各不相同,所以冷却剂在各处的升温(焓)速度也各不相同。在给定发热率分布情况下,可以求出冷却剂温度(或焓)的分布曲线。在此曲线上叠加上由换热计算求出的释热的燃料元件表面与冷却剂之间的温度差,即可求得燃料元件表面的温度分布曲线。进而,在燃料元件表面温度分布曲线上再叠加上由导热计算求得的燃料元件中心与其表面间的温度差,即可求出燃料元件轴心线上的温度分布。同样也可求出堆内任一点处的温度。所以研究输热过程实际上是确定堆内温度分布的过程。

然而,对于反应堆的安全性和经济性而言,最重要的在于确定燃料元件内的最高温度和燃料元件表面的最高温度,以便验证它们的工作参数是否超过或过分接近其各自的允许值。下面将分别讨论冷却剂温度(或焓)、燃料元件表面温度以及燃料元件中心温度沿燃料元件长度方向的分布及其最大值。为方便起见,在讨论中,以最常见的反应堆——压水堆为例(图1给出压水堆剖面图)。

冷却剂温度分布 堆芯中有很多条平行的冷却剂流道,图2示意地表示出其中的一条。可近似地认为传

入此流道的热量是按余弦规律分布的(见图2曲线

$q$ )。由于冷却剂在流动过程中获得这些热量,所以冷却剂温度沿流道不断升高。在此过程中,冷却剂温度最初上升得比较缓慢,冷却剂愈接近流道轴向中央点,其温度上升的速度愈快,因为中央部分加热的热流密度最高,过了中央点之后,升温的速度又再次放慢,且愈来愈慢,其图象示于图2中的曲线 $t_t$ 。

以上讨论是针对压水堆的,但对气冷堆和液态金属堆也适用。沸水堆中冷却剂流道入口段升温规律与压水堆中的相同,但自出现沸腾后,其温度就不再升高(热量被用来增加水中的含汽量),这是与压水堆不同之处。

燃料元件表面温度分布

燃料元件表面温度分布是在冷却剂温度 $t_t$ 上叠加燃料元件表面与冷却剂之间的温度差 $t_w - t_t$ 而求得的,即燃料元件表面温度 $t_w = t_t + (t_w - t_t)$ ,温差 $(t_w - t_t)$ 可表示

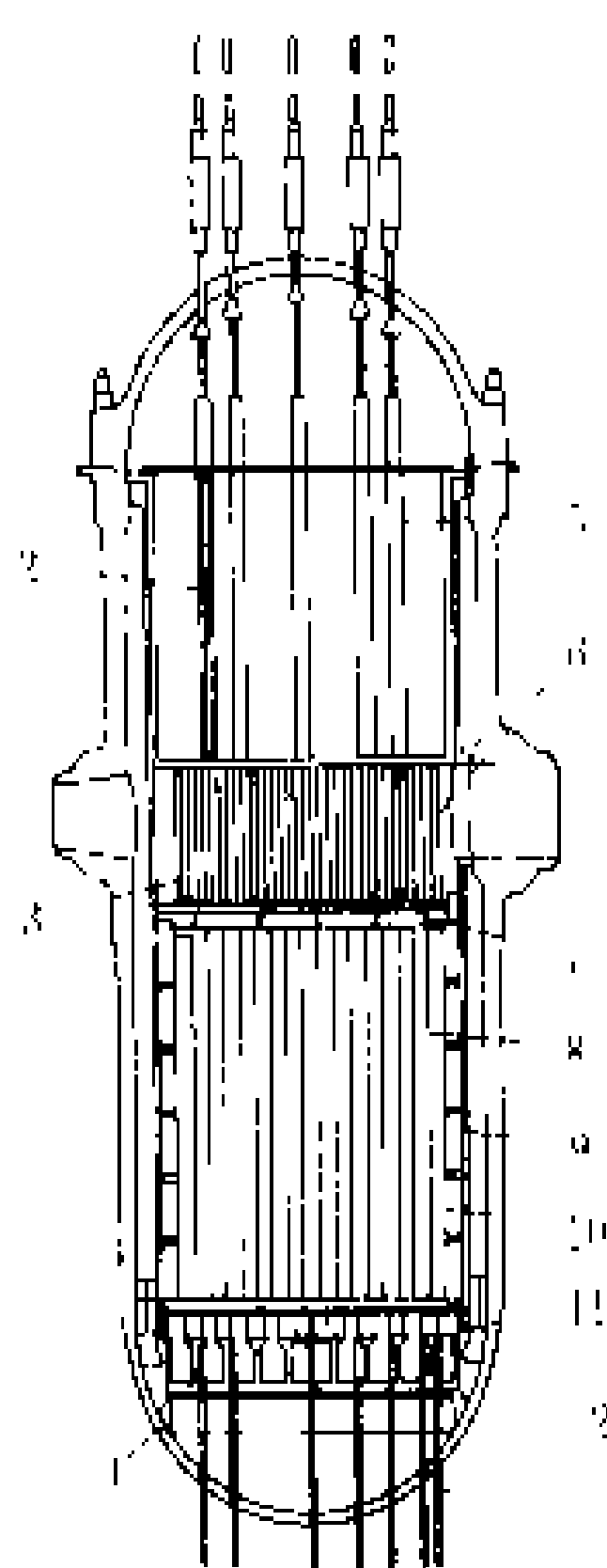


图1 大型压水堆纵剖面示意图

- 1—控制棒驱动机构; 2—全提出的控制棒组件; 3—控制元件套管; 4—流量分配隔板; 5—控制棒组件套管; 6—排管; 7—燃料组件对中板; 8—燃料组件; 9—堆芯支承筒体; 10—堆芯围板; 11—堆芯支承组件; 12—堆内测量管嘴

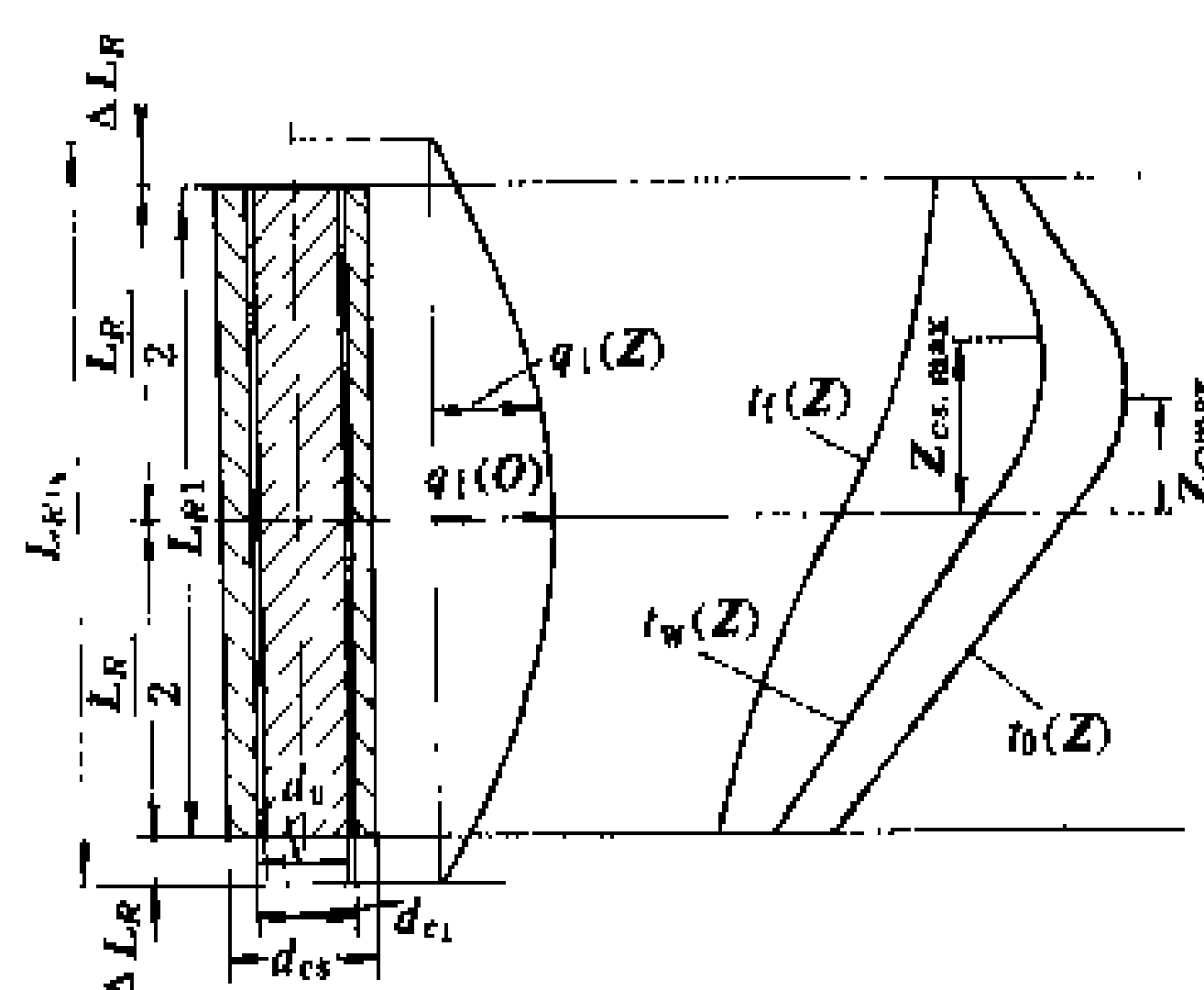


图2 流道温度分布示意图

$q$ —热流密度;  $t_t$ —冷却剂温度;  $t_w$ —燃料元件表面温度;  
 $t_0$ —燃料元件中心温度;  $Z$ —轴向坐标

成燃料元件表面热流密度 $q''$ 与换热系数 $h$ 之比,即 $t_w - t_t = q'' / h$ 。沿流道热流密度的分布可按上节所述,

取其按余弦分布的规律, 即  $q'' = q''_0 \cos \frac{\pi Z}{L}$ , 式中  $q''_0$  为流道中央处的热流密度,  $Z$  为以堆芯几何中心处为零点的高度坐标,  $L$  是堆芯 (包括 2 倍外推距离) 总高度, 故  $t_w - t_f = \frac{q''_0}{h} \cos \frac{\pi Z}{L}$ 。由此式可以看出, 壁面 (燃料元件表面) 与流体 (冷却剂) 之间的温度差和热流密度一样, 也是一个余弦函数 (见图 2  $t_w - t_f$  曲线)。由图可见, 在流道中央点 (半高度处), 燃料元件表面与冷却剂之间的温差最大。

将按余弦分布的温差逐点地叠加到冷却剂温度  $t_f$  (见图 2) 上, 就可求得燃料元件表面温度沿流道长度上的分布 (见图 2 中的曲线  $t_w$ )。由图可见, 壁面温度在冷却剂入口段上升很快 (比冷却剂升温速度要高), 因为此时它的两个组成因子  $t_w$  及  $t_w - t_f$  都在沿流道增加; 但过了中央点之后, 冷却剂温度  $t_f$  继续增加, 而  $t_w - t_f$  却逐渐减小, 所以壁温曲线变化渐趋平缓。当  $t_w - t_f$  的减小超过  $t_f$  的增加时, 壁温开始下降。这样就出现了一个最高壁温点, 它的位置在堆芯的上半部。

**燃料元件中心温度分布** 在反应堆内, 燃料元件 (通常为棒状) 是主要发热体, 其发热量通过外表面传给冷却剂。燃料元件棒的中心线是最高温度线, 中心线上的温度称为燃料元件的中心温度。

燃料元件中心温度等于燃料元件表面温度叠加上中心与表面之间的温差。关于燃料元件表面温度, 如前所述。中心温度  $t_0$  与表面温度  $t_w$  之间的温度差可根据有内热源物体的导热方程 (略去包壳内气隙的热阻, 见堆内导热)  $t_0 - t_w = \frac{q'}{4\pi k}$  求出, 其中  $q'$  为线发热率,  $k$  为燃料热导率, 此处取为常数。由此式可以看出, 燃料元件中心与表面之间的温差  $t_0 - t_w$  正比于线发热率  $q'$ , 因而也同线发热率一样, 是一个余弦函数 (见图 2 曲线  $q_1$ )。

将余弦函数  $t_0 - t_w$  沿高度逐点叠加到图 2 中的曲线  $t_w$  上, 就得到中心线温度分布曲线 [ $t_0 = t_w + (t_0 - t_w)$ ], 见图 2 中的曲线  $t_0$ 。由图可以看出, 在下半段, 中心温度沿流道急剧增高, 因它的两个组成部分  $t_w$  和  $t_0 - t_w$  都沿流道高度的增加而增加; 但在中央点以后,  $t_0 - t_w$  逐渐减小, 所以中心温度  $t_0$  上升的趋势减缓, 最后转为下降。这样, 中心温度的最高点和表面温度的最高点一样, 也在冷却剂流道的后半部, 但却比表面温度最高点更靠近流道的中央点。

以上, 对一条冷却剂流道的冷却剂温度分布、燃料元件表面温度分布及燃料元件中心温度分布进行了讨论。可以据此求出此流道内燃料元件表面的最高温度和燃料元件的最高中心温度。反应堆堆芯有很多条单行流道, 只须对发热最强和相对冷却剂流量较少的流

道进行上述分析计算, 即可得到整个堆芯的最高燃料元件表面温度和最高燃料元件中心温度。各沟道发热率的相对大小可由反应堆物理计算给出; 而各沟道冷却剂流量则可由流道分配设计给出。

**温度分布的畸变** 前面介绍的温度分布只适用于

发热及冷却均未受到扰动的情况。但在实际情况下, 控制棒的插入或抽出、温度变化和汽泡的存在等都会引起温度分布变化, 这种分布变化称之为分布的畸变。例如向堆芯内插入控制棒将使棒附近的中子通量密度及发热率下降, 而远离控制棒部分的中子通量密度及发热率将上升, 此时的温度分布将发生显著的变化 (畸变) (见图 3), 在此情况下只能用逐段叠加的办法来求出通道 (流道) 内的冷却剂温度分布, 再叠加上各相应截面上的有关温度差来确定燃料元件表面及中心的温度分布, 并求出其最高点。

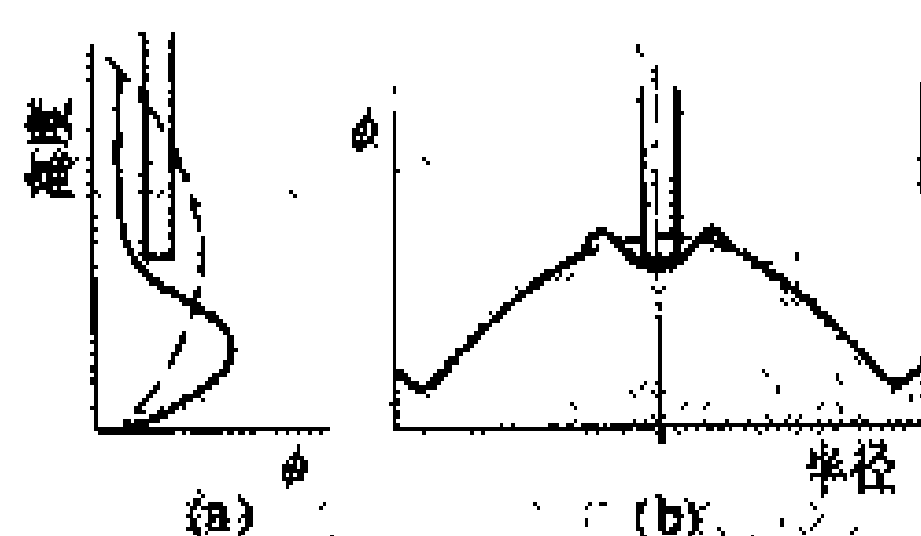


图 3 中心控制棒插入对中子通量密度的影响

(a) 轴向中子通量密度分布;  
(b) 径向通量密度分布的影响

#### 参考书目

EL-Wakil, 核反应堆热工学, 陈叔平等译, 北京: 原子能出版社, 1976 (El-Wakil MM. Nuclear Heat Transfer. St. Pa.: International Textbook Company, 1971)

任功组编, 动力反应堆热工分析, 北京: 原子能出版社, 1982

(马昌文)

duinei wendu celiang

#### 堆内温度测量 (in-core temperature mea-

surement) 用于反应堆内燃料元件、冷却剂、慢化剂以及堆内构件的温度测量, 为监测、控制或保护反应堆提供相应的温度信息。对于压水堆核电厂, 主要是燃料组件出口冷却剂温度的测量。由于堆芯燃料组件没有彼此分隔的外套, 因此选择具有代表性的燃料组件, 在其冷却剂出口处设置温度敏感元件进行测量。根据测量的信息, 可计算冷却剂的热焓, 估算堆芯径向的温度分布和功率分布, 为确定热管因子提供数据。结合堆芯中子通量密度测量所提供的信息, 还可用来估计冷却剂流量的分布, 确定热点因子, 并判断堆芯内出现局部整体沸腾的危险及程度。对于石墨气冷反应堆, 温度敏感元件曾设置在燃料元件包壳的肋片上, 以测量包壳温度。

堆内温度测量的敏感元件主要是用氧化铝进行绝缘、装在不锈钢外壳内的镍铬—镍铝铠装热电偶。热电偶输出信号用多点记录仪进行记录，或者用计算机信息处理系统进行监测。对堆芯热电偶的材料选择、制造工艺、以及安装，要求必须考虑到热电偶所处的环境条件，即中子和 $\gamma$ 射线的强辐照，以及高温、高压和热循环所产生的材料结构变化及其机械和电气性能变化，以保证温度测量的可靠性和热电偶拆装的可能性。

(奚绍黄)

duixin baohu xitong

堆芯保护系统 (core protection system)

根据核电厂事故状态的严重程度采用相应的对策限制或降低反应堆功率，以达到终止事故状态，防止发展成为导致反应堆停堆系统动作的严重事故的系。堆芯保护系统与反应堆停堆系统、专设安全设施驱动系统一起构成对反应堆系统进行保护的纵深防御体系，是反应堆保护系统的一个组成部分。

**堆芯保护系统的主要作用** 主要是：①在功率运行时防止堆内燃料组件功率密度过高或出现泡核沸腾现象；②保证在任何时候都具有相当的停堆反应性；③保证反应堆系统的重要参数都维持在安全分析所规定的范围内；④在发生预期瞬态未紧急停堆(ATWS)的事件时，将反应堆引入次临界状态进行附加保护；⑤在汽轮发电机甩负荷或反应堆冷却剂泵故障等重大瞬变事件中，防止反应堆紧急停闭以减少部件所承受的热冲击应力。

堆芯保护系统的每一保护目标是通过一个或几个限制功能来实现的；一旦在运行过程中某个与安全有关的参数超过了限值，则执行对应的限制功能使该安全参数保持在正常运行条件范围内。

**堆芯保护系统的限制功能** 有三类限制功能：①保护限制；②状态限制；③运行限制。

**保护限制** 安全参数超过其限值时，便引起保护系统动作，从而使受监控的安全参数恢复到正常运行的数值范围内。保护限制包括：

(1) 反应堆功率密度限制：当由于功率分布不均而造成堆芯上半部功率过高时，L棒组动作，插入堆芯；而当由同样原因造成堆芯下半部功率过高时，闭锁L棒组，D棒组插入堆芯，或快速落棒，或引起加硼系统动作，使功率峰值降至限值以下。局部功率限值是通过失水事故、失去流量事故和氦振荡功率倾斜等安全分析确定的。

(2) 控制棒插入深度限制：当堆芯保护系统动作时，闭锁控制棒的插入动作，通过向堆内加硼来控制正

反应性，并且降低汽轮发电机功率，以保证足够的停堆反应性。

在实施上述两种保护限制时，都对无离子水的注入进行闭锁，以防止出现正反应性。

**状态限制** 指限制核蒸汽供应系统的运行参数，以便在所对应的故障工况下，仍能使系统保持原来的状态。属于这类限制的有：①反应堆功率限制；②冷却剂温度限制；③稳压器水位限制。对所有这些状态限制，都是通过各种措施(大多数情况下，要降低机组功率)使相应的安全参数得到限制，以保持与其保护整定值的差距，避免引起不必要的停堆。

**运行限制** 指限制核蒸汽供应系统的运行参数，以提高机组的可利用率。如新蒸汽最低压力限制和新蒸汽最高压力限制等。运行限制是通过调节汽轮机调节阀的位置和旁路阀的开度来实现的。

图中示意地给出了对各种限制所采取的措施，和各种限制装置功能的可能的组合。在联邦德国电站联盟(KWU)设计的反应堆上，新蒸汽最高压力限制装置

限制系统					
反应堆功率	堆芯上半部功率过高	堆芯下半部功率过高	冷却剂温度	控制棒组件棒组动作	
发电机允许功率	减少				
控制棒闭锁：插入/抽出一单个组件/n个组件/棒组					
调硼动作：投入					
D棒组插入：慢速/快速					
L棒组插入：慢速/快速					
落棒：单个组件/成对组件/棒组/全部					
注：■					

堆芯保护限制功能及由其触发的动作置动作时(例如，在几秒钟内出力大幅度下降时)，控制棒组件即成对向堆内快速落入，直到反应堆功率下降到稍高于发电机功率，或某个事先给定的值以下(例如，新蒸汽旁路容量以下)时为止。由于采取了这种快速落棒措施，联邦德国电站联盟设计的核电厂的旁路容量仅50%新蒸汽流量。

堆芯保护系统的设计必须符合反应堆保护系统的安全准则。一般都采用多通道设计，遵循冗余、符合、独立性和单一故障等安全设计准则，并具有在线进行试验的能力。堆芯保护系统只在联邦德国电站联盟设计的压水堆核电厂上应用。实践证明该系统对提高电厂可利用率是十分有效的。

参考书目

Oldekop W. Druckwasserreaktoren für Kernkraftwerke, 1979

(叶奇蓁 奚绍黄)





duixin jiegou cailiao

**堆芯结构材料** (reactor core structure materials) 用于反应堆堆芯结构的材料,包括堆芯上、下栅板,堆芯围板,以及压力管(见压力管式重水堆本体结构)等所用的材料。

堆芯结构材料应具有的主要性能有:①中子吸收截面小(特别是对热中子反应堆);②与燃料的相容性好;③抗冷却剂的腐蚀性能好;④辐照损伤小;⑤感生放射性小;⑥强度高和塑性大;⑦热膨胀系数小和导热性好;⑧加工性能好。在反应堆发展的初级阶段,由于天然铀反应堆的运行温度较低,所以采用低中子吸收截面的材料,如铝、镁及其合金作为堆芯结构材料;后来发展到使用锆及其合金作为堆芯结构材料。伴随着反应堆的发展,反应堆运行温度提高,铝、镁及其合金已不能使用,于是,便开始采用不锈钢、镍基合金、钼、钨、铌、钽、钒及其合金等强度高、抗腐蚀性能好的材料。尽管其中子吸收截面比较大,但仍然得以广泛使用。下面简单介绍堆芯结构用的石墨、不锈钢和镍基合金。

**石墨** 石墨的热中子吸收截面(0.0034b)比铍和镁的小,它是热中子反应堆中最常用的慢化剂、反射层材料和堆芯结构材料。要求反应堆用石墨含强吸收中子的杂质,如硼(B)、镉(Cd)等尽量少,硼含量要限制在0.5ppm以下。石墨是良好的热导体,其热导率约为125W/(m·K),次于铝,相当于黄铜。石墨的弹性模量低,约为10000~20000N/mm<sup>2</sup>,是钢的1/10,

而且石墨的热胀系数也很小,因此石墨具有良好的抗热震性。石墨强度随温度升高而增加,适合高温反应堆使用。石墨是化学惰性材料。一般情况下,不易和液态金属、氢氟酸等发生化学作用。石墨对氧化的稳定性差。通常情况下使用的石墨拉伸强度约为5~6N/mm<sup>2</sup>,可作为普通反应堆的反射层和慢化剂。但是作为高温、高功率密度反应堆堆芯结构材料,要在高温、热震、机械震动、辐照等条件下工作,需采用高密度(1900~2000kg/m<sup>3</sup>)、低透气性(10<sup>-2</sup>cm<sup>2</sup>/s)和低气孔率(20%~25%)高抗拉强度(15~20N/mm<sup>2</sup>)的石墨材料。辐照会使石墨产生潜能,热导率下降,周围介质的侵蚀作用加速,还会降低其蠕变寿命以及引起其结构尺寸变化。石墨化程度越高,结晶越完善,各向同性越好,对辐照的稳定性越好。

**奥氏体不锈钢** 不仅可以作为燃料包壳材料,而且还可用作堆芯其他结构材料。尽管其热中子吸收截面较大(~2.9b),但在600℃以下具有高的热强性和热稳定性。奥氏体不锈钢在辐照性能方面比铁素体钢稳定,它的可焊接性和工艺性也很好,故广泛用作轻水堆、高温气冷堆、钠冷快堆的堆芯结构材料。常用的几种奥氏体不锈钢的化学成分见表1。奥氏体不锈钢的热膨胀系数为低碳钢的1.5倍,热导率仅为低碳钢的1/3左右,这是一个缺点。奥氏体不锈钢一般塑性和韧性高,不会发生脆性断裂,但屈服强度仅为250~300N/mm<sup>2</sup>。添加Mo、Nb、Ti的316、347、321钢比304钢的高温强度高,且蠕变性能好。

表 1 堆芯结构常用的奥氏体不锈钢的成分

牌 号	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Ti	Nb+Na	特 性
304	≤0.080	≤1.00	≤2.00	≤0.040	≤0.030	8.00~12.00	18.00~20.00				18-8型代表
304L	≤0.030	≤1.00	≤2.00	≤0.040	≤0.030	8.00~12.00	18.00~20.00				超低碳提高了抗晶间腐蚀性,焊后直接使用
316	≤0.080	≤1.00	≤2.00	≤0.040	≤0.030	10.00~14.00	16.00~18.00	2.00~3.00			对于还原性酸的耐腐蚀性提高
316L	≤0.030	≤1.00	≤2.00	≤0.040	≤0.030	10.00~14.00	16.00~18.00	2.00~3.00			超低碳防止了晶间腐蚀
321	≤0.080	≤1.00	≤2.00	≤0.040	≤0.030	9.00~13.00	17.00~19.00		≥5×C%		添加碳化物生成元素,稳定了碳化物而防止晶间腐蚀
347	≤0.080	≤1.00	≤2.00	≤0.040	≤0.030	9.00~13.00	17.00~19.00			≥10×C%	

奥氏体不锈钢在水质良好的流动高温水中,其均匀腐蚀速度为每月5mg/dm<sup>2</sup>或每年7.5μm左右,与碳钢相比,这是相当低的。在含有氯离子和氧化剂的高温水中,存在着应力腐蚀、晶间腐蚀、疲劳腐蚀的敏感性。不锈钢在液态钠中,耐蚀性较好;但在700~750℃

液态钠中,存在着渗碳、质量转移现象;在CO<sub>2</sub>和He气中可工作到约800℃,但在高温He气中存在着氧化和渗碳现象。因此,在有关材料化学成分的选择、设计、热加工制造和运行介质控制等方面有极严格的要求。

奥氏体不锈钢,在堆芯辐照区域内受中子辐照(中

子注量达到  $10^{21} \sim 10^{23} \text{ n/cm}^2$ ) 时, 其强度、塑性、疲劳强度和蠕变强度会降低。作为燃料包壳管的奥氏体不锈钢, 除了有明显的脆化外, 还会发生肿胀, 起皱等变形。为了减少辐照损伤和感生放射性, 可采用冷变形加工 (15% 左右冷变形)、热处理、晶粒细化、添加碳化物形成元素、减少杂质元素 B 和 N 的含量等方法。对于会生成半衰期长的放射性同位素 Co 应限制在 0.05% 以下。

奥氏体不锈钢焊接性能优良, 其焊接方法主要有手工电弧焊、钨极惰性气体保护焊、熔化极惰性气体保护焊和埋弧焊等; 最近, 等离子焊、电子束焊等新的焊接方法亦已应用。焊接时要注意熔敷金属的高温裂纹, 注意热影响区的敏化以及焊接残余应力和变形的发生。焊后原则上不需要热处理, 但为了提高抗晶间腐蚀和应力腐蚀断裂的能力以及保持尺寸的稳定, 往往选择下列方法中的一种进行焊后热处理: ①固溶处理 ( $1000^\circ\text{C}$  以上); ②消除应力热处理 ( $870 \sim 900^\circ\text{C}$ ); ③稳定化热处理 ( $850 \sim 900^\circ\text{C}$ ); ④尺寸稳定化热处理 ( $600^\circ\text{C}$  以下) 等。

镍基合金 镍基合金比奥氏体不锈钢具有更高的耐腐蚀性和耐热性, 用作堆芯结构材料更加安全可靠。表 2 按反应堆类型列出在堆内使用的典型耐蚀、耐热镍基合金的牌号。其成分见表 3。Inconel-600、Incoloy-800 合金在含氯离子的高温水中, 具有比奥氏体不锈钢更高的抗应力腐蚀裂纹能力。但在有苛性碱的场合, 抗应力腐蚀裂纹的性能差。高合金在含有杂质的高温氮气中会产生氧化和渗碳, 从而降低疲劳和蠕变强度。

表 2 各种反应堆堆芯使用的耐蚀、耐热合金

反应堆型	使用材料
沸水堆	Inconel-600, Inconel X-750
压水堆	Inconel-600, Inconel-625, Inconel-718, Incoloy-800
钠冷快堆	Inconel X-750, Incoloy-800
高温气冷堆	Incoloy-800, Inconel-600, Inconel-625, Inconel-718, Inconel X-750, Hastelloy B

表 3 耐蚀、耐热合金化学成分 (质量百分数)

合金牌号	C	Si	Mn	Ni	Cr	Ti	Al	Fe	Co	Mo	Cu	V	Nb
Inconel-600	$\leq 0.08$	$\leq 0.50$	$\leq 1.0$	$\geq 72.00$	$14.0 \sim 17.0$	—	—	$6.0 \sim 10.0$	—	—	$\leq 0.5$	—	—
Incoloy-800	$\leq 0.05$	$\leq 0.50$	$\leq 0.75$	$30.0 \sim 35.0$	$19.0 \sim 23.0$	$\leq 0.60$	$\leq 0.60$	余	—	—	$\leq 0.75$	—	$\leq 0.030$
Inconel-718	$\leq 0.04$	$\leq 0.30$	$\leq 0.20$	余	$17.0 \sim 21.0$	0.9	0.4	18.5	$\leq 0.10$	3.1	—	—	$4.7 \sim 5.5$
Hastelloy B	$\leq 0.05$	$\leq 1.0$	$\leq 1.0$	余	$\leq 1.0$	—	—	$4 \sim 7$	$\leq 2.5$	$26.0 \sim 30.0$	—	$0.20 \sim 0.60$	—
Inconel X-750	$\leq 0.04$	$\leq 0.70$	$\leq 0.30$	余	15.0	2.5	0.80	6.8	—	—	—	—	0.90
Inconel-625	$\leq 0.05$	$\leq 0.25$	$\leq 0.25$	$\geq 61.0$	21.5	0.2	0.2	2.5	—	9.0	—	—	3.7

在高温、强辐照下, 高合金由于核裂变将造成氢脆和肿胀, 以及高温强度、蠕变、疲劳强度变差, 塑性和韧性降低。高合金在强辐照下性能变差的趋向, 不比不锈钢小。但是, 对燃料包壳管材料, 辐照引起的肿胀将随着 Ni 的增加而明显减少, Ni 超过 40% 的镍基合金则完全不产生肿胀。

(桂运平)

duixin shengyu shiro

**堆芯剩余释热** (residual heat generation in core) 反应堆停堆后堆芯内的释热。它由两部分组成, 一是剩余裂变发热, 另一部分是衰变热。停堆后

反应堆内相应于剩余释热的功率被称为剩余功率。

**剩余裂变发热** 停堆后, 剩余中子继续引起裂变, 从而导致反应堆继续发热。剩余中子包括瞬发中子和缓发中子。瞬发中子贡献部分通常随时间衰减得非常快, 主要是缓发中子部分起主要作用。

对于以恒定功率运行了很长时间的轻水堆, 如果停堆时引入的负反应性足够大, 在衰变热起重要作用的期间内, 可以近似用公式  $P(t)/P(0) = 0.15 \exp(-0.1t)$  估算相对功率随时间的变化。式中  $t$  是停堆后的时间, s;  $P(0)$  是停堆之前的功率;  $P(t)$  是停堆之后  $t$  时刻的剩余功率。对于重水堆, 上式中的 0.1 应改为 0.06。前式适用于用  $^{235}\text{U}$  做燃料的反应堆。对于

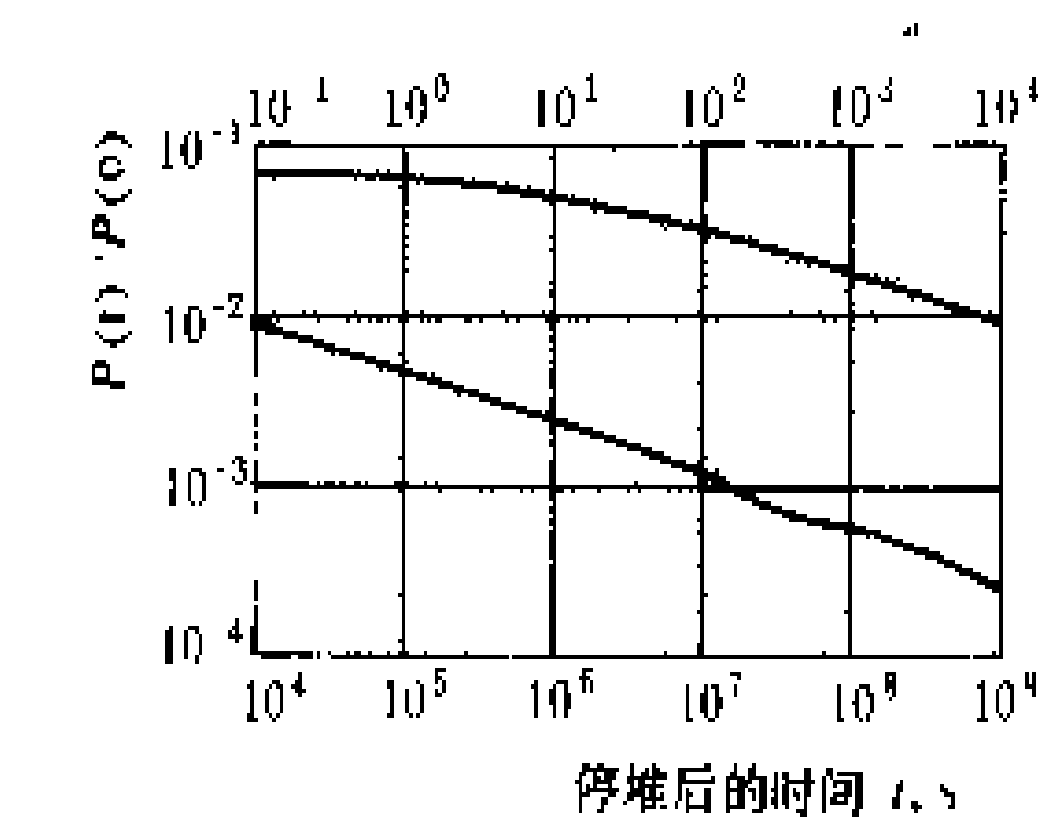
以<sup>239</sup>Pu 做燃料的反应堆，其剩余裂变功率大约只有用<sup>235</sup>U 做燃料的反应堆的 1/3。

**衰变热** 衰变热包括裂变产物和中子俘获反应产物的放射性衰变释放出的热量。

裂变产物的衰变热可由下图来表示，也可以用公式  $P(t)/P(0)=5\times 10^{-3}A[(t)^{-a}-(t+t')^{-a}]$  估算，式中  $P$  是停堆后  $t$ s 时的裂变产物衰变热功率； $P(0)$  是停堆前连续运行  $t'$ s 的功率； $A$ 、 $a$  是常数，根据  $t$  的值按表选取。

裂变产物衰变热公式中常数  $A$ 、 $a$  的值

时间范围(s)	$A$	$a$	最大正偏差	最大负偏差
$10^{-1}\leq t < 10^1$	12.05	0.0639	在 $10^0$ s 4%	在 $10^1$ s 3%
$10^1\leq t \leq 1.5\times 10^2$	15.31	0.1807	在 $1.5\times 10^2$ s 3%	在 $3\times 10^1$ s 1%
$1.5\times 10^2 < t < 4\times 10^6$	26.02	0.2834	在 $1.5\times 10^2$ s 5%	在 $3\times 10^3$ s 5%
$4\times 10^6\leq t \leq 2\times 10^8$	53.18	0.3350	在 $4\times 10^7$ s 8%	在 $2\times 10^8$ s 9%



对于轻水反应堆，中子俘获反应产物的衰变功率可以用公式  $P(t)/P(0)=1.63\times 10^{-3}\times \exp(-4.91\times 10^{-4}t)+1.60\times 10^{-3}\exp(-3.41\times 10^{-6}t)$  来表示。与裂变产物衰变热相比，中子俘获反应产物的衰变热比较小，但衰减得比较慢。

相对裂变产物衰变功率  
随停堆后时间的变化  
(停堆前反应堆在  $P(0)$  功率下运行了无限长时间)

中子俘获反应产物的衰变热比较小，但衰减得比较慢。

**参考书目**

汤烺孙，韦斯曼著，压水反应堆热工分析，袁乃驹，裴泽椿，杨彬译，北京：原子能出版社，1983  
(Tong L S, Weisman J, Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors, Second Edition, 1979)  
(李金才)

duixin shouqi

**堆芯寿期** (reactor core lifetime) 反应堆堆芯能够维持有效满功率运行的时间。反应堆运行过程中，由于燃耗及其他效应，剩余反应性逐渐减少。当

剩余反应性降到零以后，反应堆处于次临界状态，不能继续运行。实际运行中，考虑到在寿期末，反应堆运行控制、克服氙的毒性（见裂变产物毒性）以及温度系数（见反应性系数）等还需要有一定量的剩余反应性。为了便于运行分析，通常将压水堆堆芯寿期分为寿期初（BOL）、寿期中（MOL）及寿期末（EOL）三种情况。

(张育曼)

duixin zhongzi tongliang midu celiang

**堆芯中子通量密度测量** (in-core neutron flux measurement) 为了提高反应堆功率密度和燃料元件燃耗深度，必须较精确地进行堆芯中子通量密度监测。堆芯中子通量密度测量系统的堆内部件的特点是结构紧凑，能适应恶劣的工作环境（辐照水平高，温度高，压力高）。通过堆芯中子通量密度测量，可以验证堆芯设计，监督堆芯安全裕度和偏离泡核沸腾比（DNBR），实测燃料元件的燃耗，以保证反应堆安全经济地运行。

堆芯中子通量密度测量方法主要有两种：①利用堆芯探测器进行直接测量；②利用活化法进行间接测量。压水堆核电厂广泛使用的堆芯中子通量密度测量系统，是通过机械驱动装置将所选孔道的芯内裂变室插入堆芯测量孔道。

**直接测量** 测量装置包括芯内裂变室、微型电离室、相应的机械装置，以及固定在堆内的自给能中子探测器。

(1) 芯内裂变室：在压水堆和沸水堆中，大多数移动式堆芯中子通量密度测量系统都采用芯内裂变室作为中子敏感元件。裂变室的特点是铀内衬的燃耗相当小。在脉冲基数、均方电压、平均电流（直流）三种基本方式中裂变室都能满意地工作。因此，在源量程通道（采用脉冲计数）、中间量程通道（采用均方电压技术）以及功率量程通道（采用平均电流技术）中，芯内裂变室都是适宜的。但裂变室的最佳设计（大小、材料、充气压力、发射极-收集极间隙、中子灵敏度等）是不同的。有两种基本型式的芯内裂变室，见图 1。一种型式是在探测器外壳的内侧，镀富集铀层，形成灵敏体积的外壁。第二种型式是在灵敏体积的外表面加上一个富集铀—铝合金的机加工套筒。越是精心地控制铀镀层或铀—铝套筒的重量和厚度，就越能够准确地控制探测器的中子灵敏度。芯内裂变室充以零点几个兆帕的填充气体，最普通的是氩气，其他有氦、氖或氩与氮的混合气体。裂变室的中子灵敏度取决于发射极与收集极之间的间隙。电离电流是所充气体原子数的函数。间隙大产生的电流亦大。在较高的中子通量密度下，必须

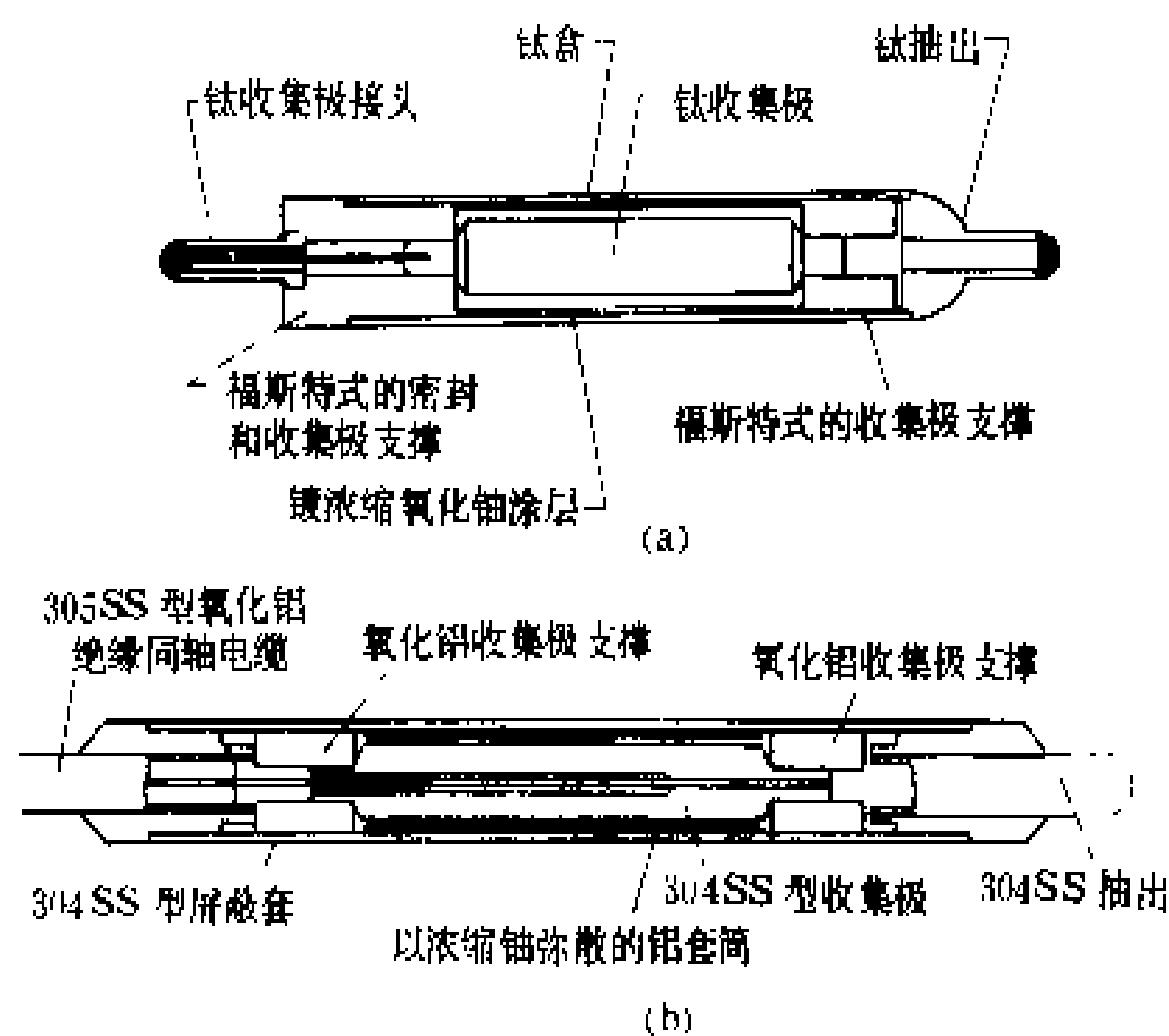


图1 堆芯内裂变室

(a) 镀氧化铀型；(b) 带铀—铝合金套筒

把间隙减小。为提高信号噪声比,最好的办法是增加敏感元件所用铀的富集度,增大铀的表面积。利用改变裂变室的直径和长度来改变表面积,因此存在一种能产生最高信号噪声比的结构形状。芯内裂变室的外径约6mm左右,敏感长度约12~25mm。

(2)微型电离室:涂硼电离室可以满意地作为移动式堆芯中子通量密度测量的敏感元件。一般来讲,堆芯内裂变室在堆芯满功率工作9个月之后,其中子灵敏度降至其初始值的50%;而微型电离室在一个半月内,其中子灵敏度就降低50%(由于 $^{10}\text{B}$ 的热中子截面比 $^{235}\text{U}$ 大6倍,导致燃耗太大)。作为移动式堆芯测量装置,穿过整个芯部所要求的时间很少超过3min,而穿过堆芯的频率很少多于每月一次。因此,涂硼电离室能满意地工作多年。

(3)堆芯中子通量密度测量系统:包括探测器及其驱动机构、探测器的选择器、管道等机械装置,以及信号处理设备等几部分。操纵员操纵选择器,选择相应测量管道,由驱动机构将其从堆底送入堆芯预定的测量管道,并沿堆芯作由底至顶和由顶至底的运动,在运动过程中测出电流信号并经探测器尾部电缆传送到信号处理设备。一个900MW的压水堆核电厂在压力壳底部设有50个孔道与堆芯内50个中子通量密度测量管道相连接,利用5套探测器驱动机构,每个探测器顺序穿过10个孔道,反复插抽。完成一次中子通量密度分布图约需2h。

(4)自给能中子探测器:自给能中子探测器是利用其中子活化材料的基本放射性衰变产生信号电流的,不要求外来的电离或收集电压的能源,就能产生信号电流。探测器没有发生电离的充气区域,而该区域却被用作中子敏感材料的固体结构所代替。中子敏感材料与导线连接,同时用紧密充填的陶瓷绝缘体使导线和

中子敏感材料与探测器的外套分隔开。所形成的探测器就像一根以无机物绝缘的同轴电缆,体积小而结实。简单的结构使这种探测器具有许多优点,其中包括价格低廉、读出设备简单、燃耗率低、寿命长以及灵敏度重现性好。

一个典型的自给能中子探测器由4部分组成:发射极,绝缘体,导线和外套(或收集极)。发射极是一种热中子活化截面适当高的材料,活化以后,通过发射高能 $\beta$ 射线以适当的半衰期进行衰变,电子就在这种衰变过程中逸出。绝缘体是固体,在堆芯内温度和核辐照环境下,它必须保持高电阻性能;按理想情况,它应该不发射由中子活化引起的 $\beta$ 或电子(导线和外套或收集极必须只发射很少的 $\beta$ 或电子),这样,不希望有的本底信号才能最小。图2示出自给能中子探测器的结构图,对中子敏感的发射极固定在因科镍导线上,发射极和导线穿过氧化镁绝缘体,因科镍外套滑套在绝缘体上,把整个组件挤压成直径为1.5mm表面光滑的长圆柱形部件。

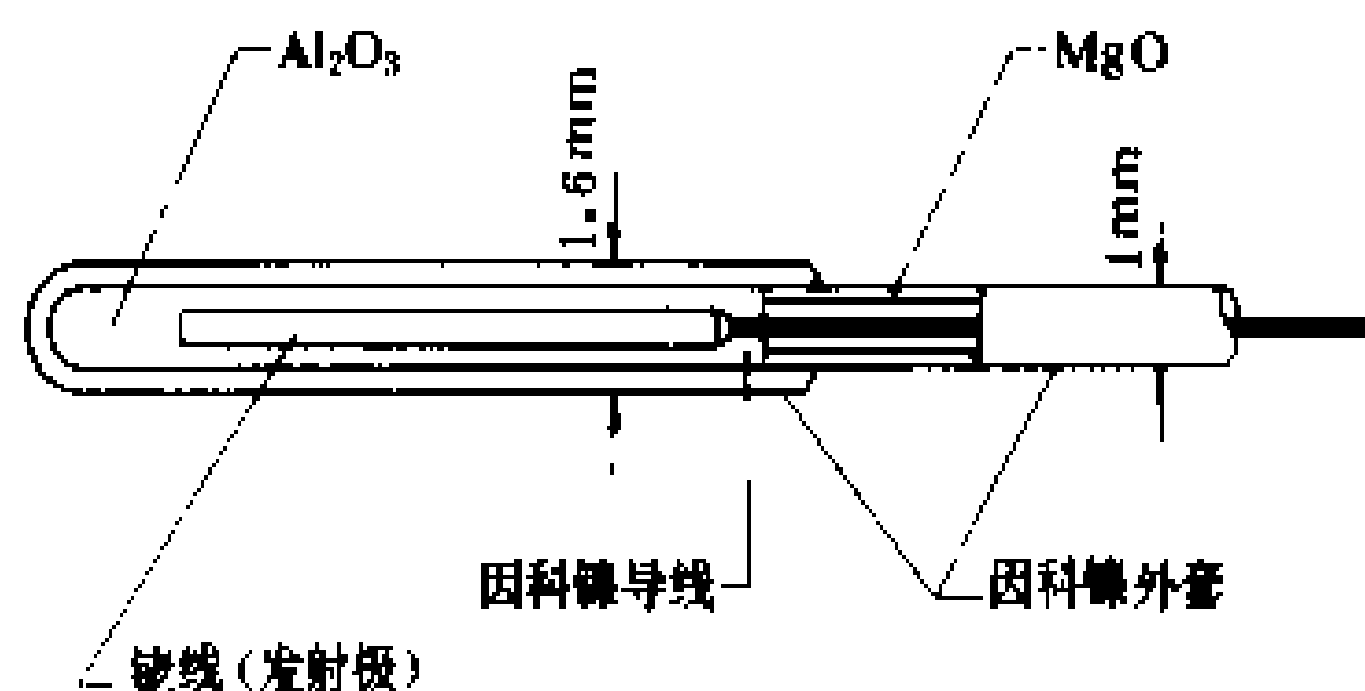


图2 自给能中子探测器

自给能探测器主要有三种:①发射极(如铀)俘获中子后发生 $\beta$ 衰变,即 $\beta$ 流中子探测器;②发射极(如钴、钷或镅)俘获中子后放出瞬发 $\gamma$ ,而后由激发核发射出荷能电子,即内转换中子探测器;③发射极俘获或散射 $\gamma$ 射线,产生康普顿电子和光电子,从而使发射体荷正电,即自给能 $\gamma$ 探测器。

铀和钷是最流行的发射体材料,其灵敏度(每单位中子通量密度每厘米长度)为: $1.33 \times 10^{-21} \text{ A} (\phi 0.5 \text{ mm}$  铀发射体),  $1.5 \times 10^{-22} \text{ A} (\phi 1.25 \text{ mm}$  钷发射体),  $1.2 \times 10^{-22} \text{ A} (\phi 1.5 \text{ mm}$  钴发射体)。

间接测量 包括早期的活化丝系统和在联邦德国压水堆核电厂中广泛应用的气动球探测系统。

(1)活化丝法:早期的反应堆利用一套机械装置把各金属丝送入堆芯内预定位置,金属丝在堆芯经辐照活化后,再在堆外测出金属丝的活性。常用的活化丝有钨丝、钼丝等。

(2)气动球系统:运用压缩空气运载的系统。将直径1.6mm的实心钒钢球经管道从堆顶吹入预先选定的堆芯中子通量密度测量管道。这些钢球含有 $^{51}\text{V}$ ,  $^{51}\text{V}$

吸收中子后生成活化核 $^{52}\text{V}$ ,  $^{52}\text{V}$  衰变(半衰期 3.76min) 放射出  $\beta$  粒子及  $\gamma$  射线。钒钢球在堆内经过 3min 左右的照射后, 再由压缩空气沿原路经反方向吹出堆芯, 送到测量台。小球柱的高度与堆芯高度相同, 其活化强度与轴向中子通量分布成比例。测量时, 每 4 到 8 个小球柱做为一组, 每个小球柱又按顺序分成 30 个小段, 每段测量时间为 1s。

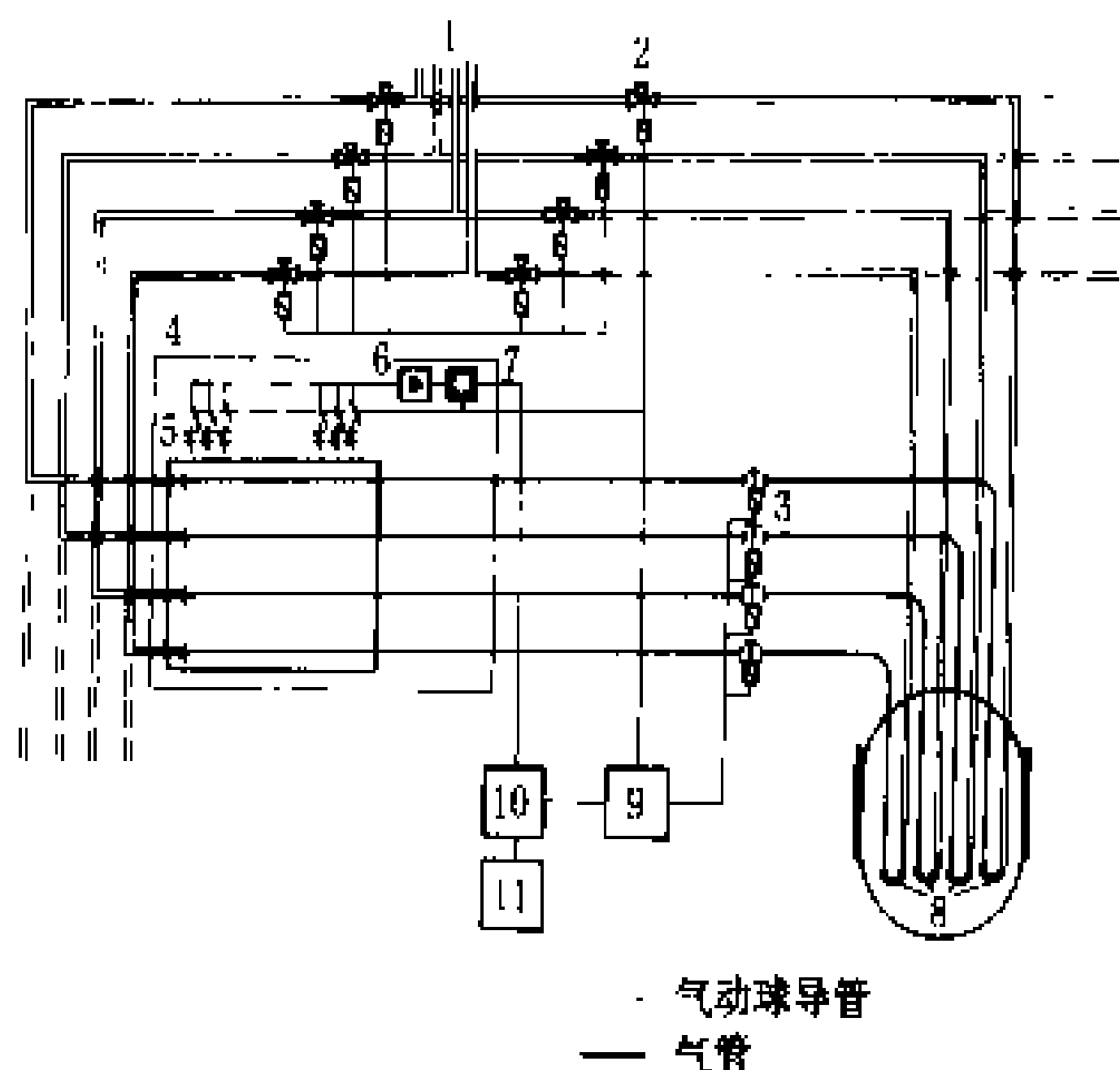


图 3 气动球测量系统布置图

1—气源管线; 2—控制阀; 3—电磁挡块; 4—测量段, 数量“ $n$ ”; 5—计数二极管, 每测量段 32 个; 6—放大器; 7—脉冲计数器; 8—测管, 数量“ $n \times 4$ ”; 9—控制装置; 10—小型计算机; 11—过程计算机

图 3 是一组气动球测量系统的示意图。堆芯内设有 24 个气动球测量管道, 分布在堆芯不同方位、不同半径处。每 4 个气动球测量管组装在一个机械构件上, 并通过一个出口穿过压力容器顶盖。用半导体探测器测量小球的  $\gamma$  放射性, 24 个小球柱分 4 组测量, 每组 6 个小球柱同时测量, 每个小球柱分成 30 个测点, 每个测点测 1s, 测完一组约半分钟, 4 组共 2min。测得的脉冲信号经前置放大器甄别、放大后送到计数器计数。采用过程计算机, 根据所测得的脉冲速率, 经若干修正, 求出同一时间内归一化了的反应堆功率分布。属于这种修正的有小球的残余放射性和小球在堆内停留所造成的偏差。通过计算机数据处理, 气动球堆芯中子测量系统还给出临界热流密度比, 最大线释热率, 轴向功率偏差因子和象限功率倾斜因子等参数。为提高精度, 测量前用  $^{60}\text{Co}$  标准源对半导体探测器进行标定。

#### 参考书目

Harrer J M, Beckerley J G. Nuclear Reactor Instrumentation Systems Handbook. La Grange: The Office of Information Services U. S. Atomic Energy Commission, 1974

Oldekop W. Druckwasserreaktoren für Kernkraftwerke, München: Thiernig, 1979

James F Boland. Nuclear Reactor Instrumentation (in core), 1971

(叶奇蓁 周嘉椿)

duojinggui taiyangneng dianchi

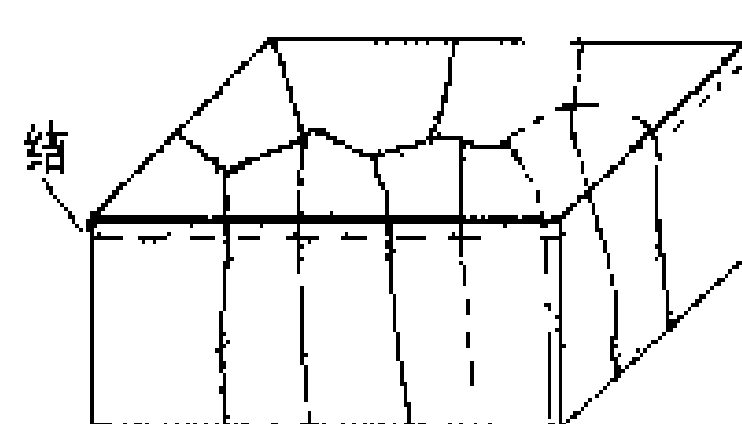
### 多晶硅太阳能电池 (polycrystalline-silicon solar cell)

用多晶硅材料制成的 pn 结太阳能电池。多晶硅是由许多细小的单晶颗粒非定向排列而成, 所以它的许多基本特性都和单晶硅相同。主要区别是多晶硅中的单晶颗粒之间存在着晶界, 而晶界往往有许多非晶态硅原子和杂质原子。紧邻晶界的晶粒中, 位错、缺陷、应力、应变也较多, 使得多晶硅中由入射光激发而产生的光生载流子的寿命比较短, 因而多晶硅太阳能电池中的复合电流大, 开路电压、短路电流、填充因子及效率均没有单晶硅电池高。而一般的光电特性和制作工艺与单晶硅太阳能电池相同。

因为拉制单晶硅需要消耗大量能源以及昂贵的高纯石英坩埚, 人们从 60 年代起探索以多晶硅作为制造太阳能电池的材料。其中主要有:

(1) 薄膜多晶硅: 在廉价的衬底(如冶金硅、石墨、陶瓷以至金属)上, 用化学汽相沉积 (VCD) 法、等离子增强的化学汽相沉积 (PCVD) 法和金属有机物化学汽相沉积 (MOCVD) 法, 生长一层  $20 \sim 50 \mu\text{m}$  的多晶薄层, 由此做成的多晶硅太阳能电池效率已大于 10%。

(2) 铸锭多晶硅: 用石墨坩埚把熔融硅定向冷却, 以获得晶界纵向排列、晶粒粗大的多晶硅锭, 用多线切割机或内圆切割机切成  $0.2 \sim 0.4 \text{mm}$  的大面积多晶硅片。以此制成的多晶硅太阳能电池, 效率已达 17%~18%。与拉制单晶硅相比, 这种铸锭硅生产周期短、产量大(单个铸锭已达 40kg)、价格低。在联邦德国, 这种太阳能电池已经开始取代单晶硅成为第二代实用的太阳能电池。图示为这种多晶硅太阳能电池的示意图。



柱形晶粒的多晶硅  
太阳能电池

(3) 片状多晶硅: 当液体硅滴到旋转的平台上, 很快可以形成一片厚约  $0.1 \sim 0.2 \text{mm}$  的多晶硅片。用这种称为滴转法制成的多晶硅太阳能电池, 效率已突破 10%, 日本 Hoxson 公司已经投产。

(4) 带状多晶硅: 直接从硅液中拉出多晶带作为电池的基体材料, 然后用激光切割成方形太阳能电池基片。它不需机械切割, 可节省一半硅材料, 还可节省为消除机械切割损伤所必需的清洗、腐蚀试剂和人工。这种降低成本的途径已引起人们的注意, 至少已经有 8~

10 种硅带技术在研究，其中有三种比较成熟，即：①定边喂膜法 (EFG)；②膜状枝晶法 (DB)；③硅筒法 (SB)。这三种方法获得的带硅厚约  $200\mu\text{m}$ ，沿带硅生长方向看，晶粒取向比较一致，而沿带宽方向看，晶向比较复杂，所以常称这种有纤维状晶体结构的带硅为半晶硅。用半晶硅片制成的太阳能电池，平均效率已突破 10%，有的已达 13%。其中，①定边喂膜法，是用刻有狭缝的石墨模具浸入硅熔液，靠毛细现象，硅液沿狭缝上升，用籽晶硅片把硅液沿狭缝冷凝后向上拉伸，即得到等宽等厚的带硅；②膜状枝晶法，是用两根细籽晶平行伸入硅熔液，靠表面张力，硅液在籽晶之间形成一个膜状弯月面状的硅膜，把籽晶向上提伸，这

种膜状硅膜同时伸长，形成膜状带硅；③硅筒法，是用宽约 11cm、厚约 0.2mm 的 9 片籽晶，围成 9 边形，伸入硅熔液，然后向上提拉，即可得到一个 9 边形的硅筒，用激光分割后，即可得到厚度均匀、质量较好的硅片。

(5) 太阳级硅：一般认为它是一种能够制造出效率大于 10% 的太阳能电池用的廉价硅。虽然已经花费了巨额经费摸索了多种杂质元素对太阳能电池的影响，但是至今尚无关于太阳级硅的精确定义。目前正在设法从流化床反应炉和从冶金硅直接纯化法制备太阳级硅。

(崔容强)

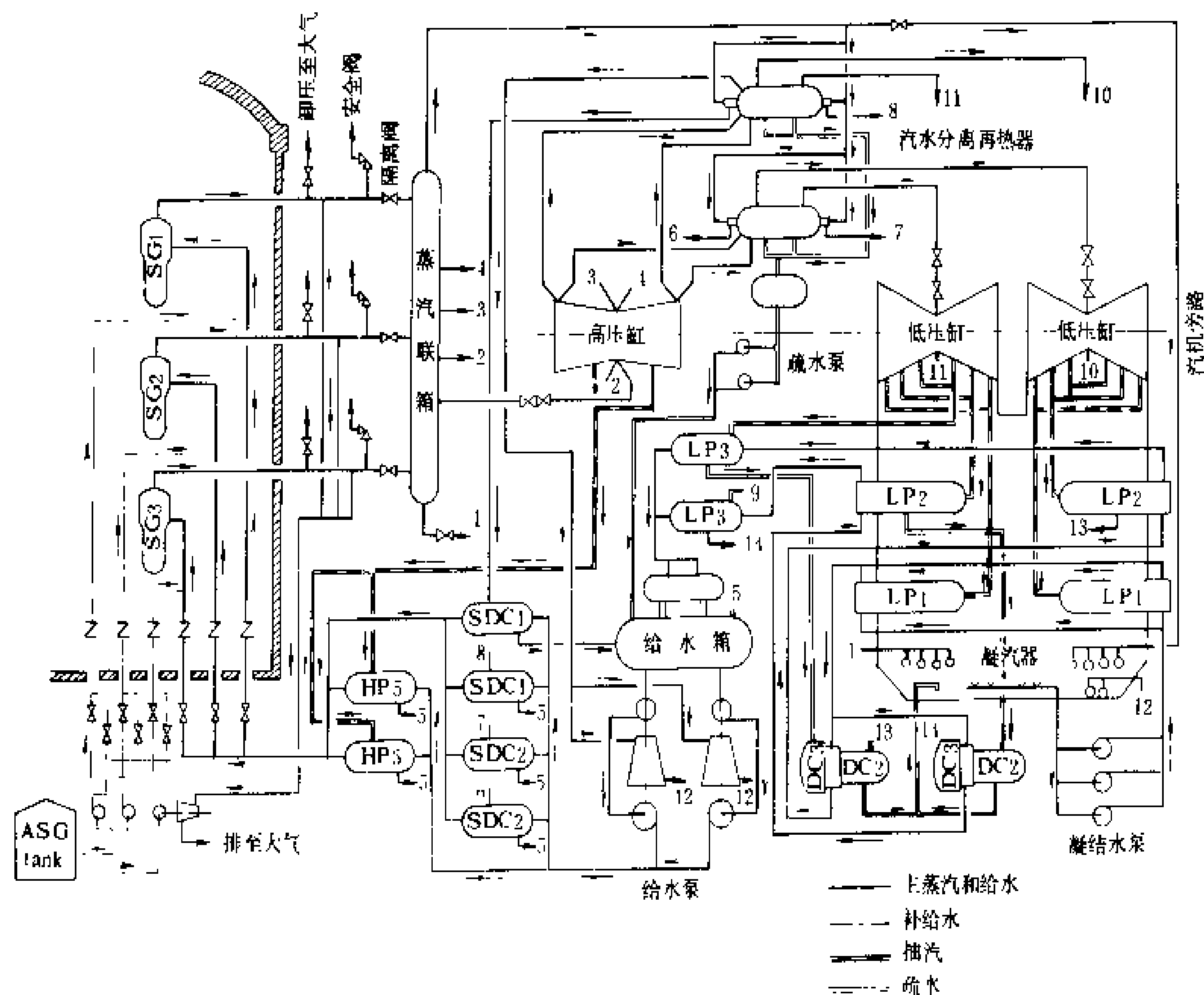
# E

tem)。图中给出了典型的压水堆二回路系统流程。一次冷却剂携带的堆总热能通过蒸汽发生器传给二回路介质水,使之变成蒸汽,蒸汽热能由核汽轮机转变为机械能,带动发电机发电。核汽轮机的排汽由凝汽器凝结成水,由凝结水泵升压流过低压加热器逐级加热送入除氧器除氧,然后由给水泵加压经高压加热器加热后返回蒸汽发生器,受热后重新变成蒸汽,构成循环回路。压水堆核电站二回路除具有产生蒸汽,进行发电的功能外,还具有隔离反应堆的作用,即,将与燃料元件直接接触的,有可能带有放射性粒子的一次冷却剂限制在有限的空间中,避免造成较大空间的污染。

**组成** 从图中可以看出,二回路包括的主要设备和系统有从蒸汽发生器到汽轮机主汽门的主蒸汽系统、核汽轮机、汽轮机高低压缸之间的汽水分离再热器(见核汽轮机)、凝汽器,以及由凝结水泵、低压加热器、除氧器、给水泵、高压加热器和给水调节阀构成的凝结水和给水系统。为保证上述设备及系统正常工作,二回路还设置有一系列的辅助系统及设备,包括与主蒸汽系统相连,由安全阀、卸压阀、向空排汽阀及相应管道组成的蒸汽卸压系统;汽轮机甩负荷时将蒸汽接入凝

erhuilu

**二回路** (secondary coolant circuit) 用于循环二次冷却剂的系统。存在于具有两个以上回路的反应堆核电站中。对于具有三个回路的钠冷快中子增殖堆核电站,是指中间回路钠的循环系统及设备,具体内容可参见快中子增殖堆核电站。本条目着重介绍具有两个回路的压水堆核电站,具体指将一次冷却剂系统导出的堆芯热能转变为蒸汽,并进一步通过汽轮发电机组转换为电能的一系列设备组合的整体,又称蒸汽和动力转换系统 (steam and power conversion sys-



压水堆核电站典型二回路系统流程图

LP—低压加热器; HP—高压加热器; DC—疏水冷却器; SDC—汽水分离再热器疏水冷却器; SG—蒸汽发生器;

ASG tank—蒸汽发生器辅助给水系统水箱

汽器的蒸汽旁路排放系统；凝结水净化系统；启动、停堆和事故时用的辅助给水系统；蒸汽发生器排污处理系统等。

**特点** 本系统范围内某些分系统或设备具有与常规火电厂汽水系统不同的特点。

**主蒸汽隔离阀** 主蒸汽系统的重要部件，要求快速关闭，关闭时间不超过 5s，以便在发生主蒸汽管道破裂事故时迅速隔离故障部位。

**蒸汽旁路排放系统** 用于平衡反应堆与汽轮机之间的瞬时功率差。汽轮机甩负荷时，迅速将来自蒸汽发生器的多余蒸汽经旁路系统减温减压后直接排入凝汽器，使反应堆能按规定的速率减负荷，并避免主蒸汽系统安全阀动作。在启动和停堆期间亦可用本系统控制反应堆冷却剂平均温度。设计的旁路流量通常有 40%、70% 和 85% 额定蒸汽流量。旁路阀快开时间应不超过 3s。为避免反应堆在零功率运行时旁路阀误动作开启所造成的反应堆过冷却，应设置多只旁路阀，每只旁路阀的排放量不超过反应堆零功率运行时所允许的最大冷却蒸汽流量。大功率汽轮机旁路阀数目可以为 8 只、10 只、12 只或 16 只。旁路阀排汽口应设置挡板或其他设施，以避免蒸汽直接冲击凝汽器传热管。

**凝结水净化系统** 由于蒸汽发生器对水质要求较高，通常有 50% 或 100% 凝结水经本系统进行净化。其方法是使凝结水流经混合床，除去由于凝汽器传热管或管子管板接头的泄漏及系统腐蚀所产生的少量盐类、二氧化硅及铜、铁等。

**给水加热器** 压水堆核电厂最终给水温度通常高于火电厂的给水温度，以增加蒸汽发生器的蒸汽产量，一般为 220~230℃。凝结水和给水系统通常设置 3~4 级低压加热器、一级除氧器、1~3 级高压加热器及各自所属的疏水冷却器。

**除氧器** 一般用热力除氧，大多采用高压除氧器，其工作压力通常在 0.6MPa 左右，常用高压缸排汽加热除氧。汽水分离再热器的疏水和高压加热器的疏水冷却器通常亦排入除氧器，以充分利用疏水的热能。

**蒸汽发生器排污处理系统** 正常运行时，二回路系统内的汽、水基本上不带放射性，排污水经扩容器减温减压并检测放射性后，一般用循环水稀释排放或经

离子交换器处理后排入凝汽器复用。但在蒸汽发生器传热管或管子管板接头泄漏时，则需经过滤器和离子交换器处理后，再检测其放射性，以决定稀释排放或排向放射性废液处理系统。

**辅助（应急）给水系统** 本系统原作为二回路系统的辅助系统之一，主要用于启动和停堆时向蒸汽发生器供水，也用于事故时的应急给水。三里岛核电厂事故后，本系统对减轻事故后果的功能日益被认识和重视，现已改为专设安全设施系统之一，对辅助给水泵的水源和驱动能源的多重性和多样性提出了较高的要求。目前，核电厂一般设置专用的应急水池和应急电源如柴油发电机组，以保证事故后规定时间内有足够和可靠的水源。联邦德国 KWU 的设计还将辅助给水系统分为启动和停堆给水系统以及事故给水系统两个独立的系统，各有三台辅助给水泵。（见辅助（应急）给水系统）

（赵荣潜 朱文煜）

eryanghuayou

**二氧化铀** (uranium dioxide) 当前核动力反应堆极重要的核燃料。其特点是熔点高，高温稳定性好，抗辐照能力强，抗腐蚀性能好，与锆或不锈钢包壳的相容性好。其主要缺点是导热性能差。1940 年以前，二氧化铀并无广泛的工业应用，1957 年希平港核电厂首次在反应堆中使用装在 Zr-2 合金包壳管内的块状二氧化铀。目前绝大多数的动力堆都采用它作为燃料。

在 U-O 二元系中， $UO_2$  是热力学稳定的化合物之一，随着温度的提高， $UO_2$  向富氧或贫氧区扩展，形成超化学计量或次化学计量的二氧化铀，以  $UO_{2+x}$  表示。相应出现阳离子或阴离子空位。 $UO_2$  晶体属面心立方结构， $CaF_2$  型。每个晶胞含 4 个  $UO_2$  分子，晶胞内部存在较大空隙。293K 时， $a_0$  为 0.5478mm，理论密度 10.97t/m<sup>3</sup>，铀原子密度  $2.45 \times 10^{22}$  原子/cm<sup>3</sup>。熔点 3138K，约在 2640K 处存在一个扩散相变。 $UO_2$  的重要热物理性质示于表 1。二氧化铀的热导率与密度、氧铀比 (O/U) 及温度有关：随密度增加而提高；随 O/U 减少而增大；在 1873K 以下，随温度提高而下降，在 1873K 以上，热导率回升。然而其热导率太低，约

表 1  $UO_2$  的热物理性质

比热容 (J/(mol·K))				热导率 <sup>①</sup> (W/(m·K))				热膨胀系数 $\times 10^{-6}$ (1/K)	
373K	773K	1273K	1773K	373K	873K	1273K	1873K	298~1073K	299~1273K
71.3	83.7	88.3	92.6	7.5	3.3	2.5	2.0	9.9	10.52

① 指 98% 理论密度的  $UO_2$ 。



为金属铀的十分之一，故在辐照时燃料内的温度梯度陡峭，可达到 $10^3\sim10^4\text{K/cm}$ 。使燃料产生极大的热应力，造成径向裂纹。 $\text{UO}_2$ 在低温下是脆性材料。大于 $1273\text{K}$ 时，其强度随温度提高而急剧降低并出现塑性

变形，出现该变形的温度则与 $\text{O/U}$ 有关。如 $\text{O/U}=2$ 的 $\text{UO}_2$ 在 $1873\text{K}$ 才出现塑性，而 $\text{O/U}>2.0$ 的约在 $1073\text{K}$ 就有一定的塑性。 $\text{UO}_2$ 的常用机械性能示于表2。

表2  $\text{UO}_2$  的机械性能

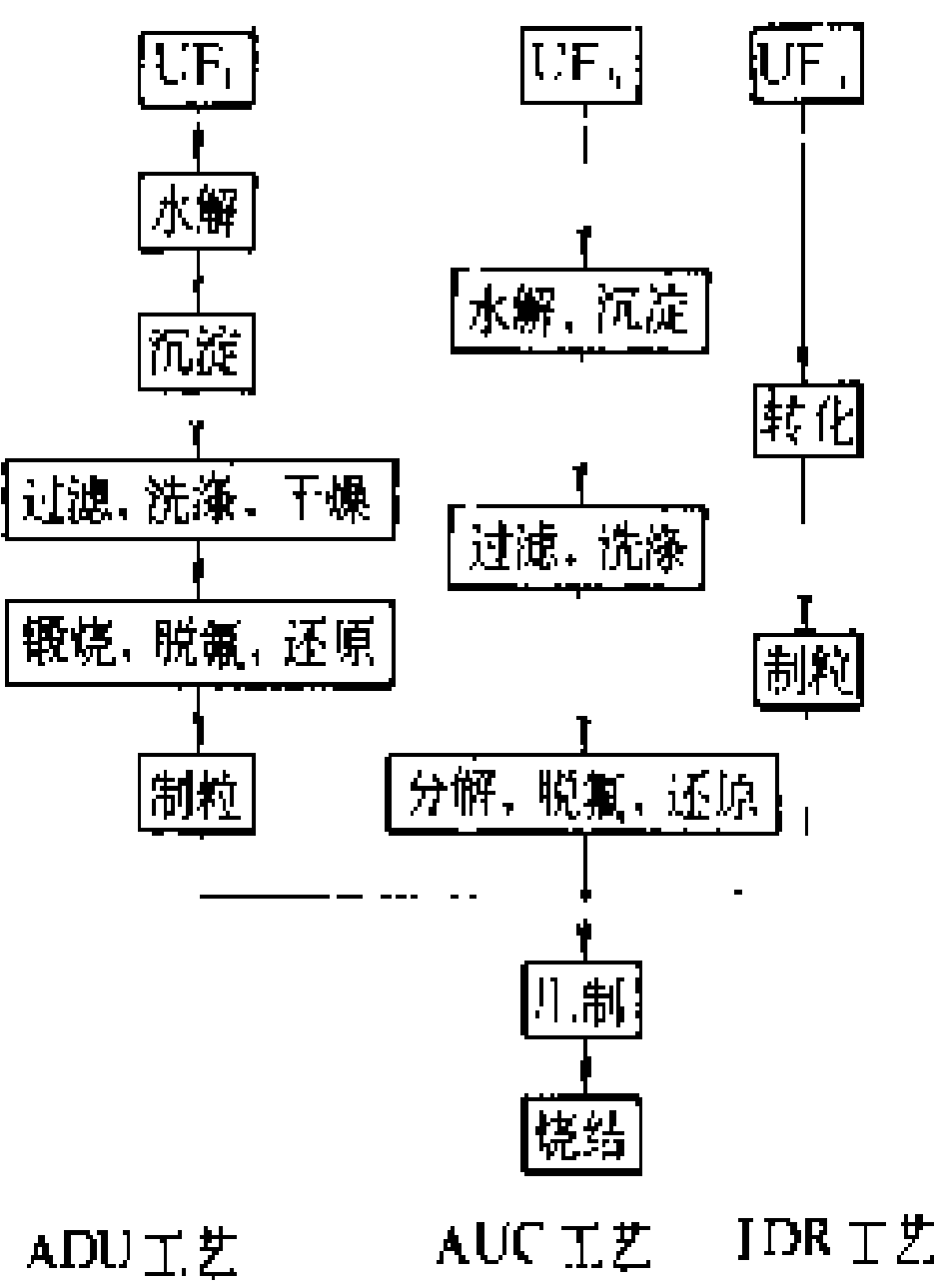
纵向弹性模量 (MPa)	切变模量 (MPa)	体压缩模量 (MPa)	抗弯强度 (MPa)	抗压强度 (MPa)	泊松比
$1.75\times10^5$	$0.75\times10^5$	$1.645\times10^5$	98.0~112.0	420~980	0.303

$\text{UO}_2$ 在室温空气中是稳定的。在 $323\text{K}$ 以下会发生低温氧化，在 $373\sim453\text{K}$ 范围氧化成 $\text{U}_3\text{O}_{8\pm x}$ ，进一步氧化得到 $\text{U}_3\text{O}_8$ 。在 $573\text{K}$ 时， $\text{UO}_2$ 与 $\text{H}_2\text{O}$ 几乎不发生反应，在更高的温度下会产生微量溶解。与Al和Zr在 $773\text{K}$ 发生微弱反应。与难熔金属Nb、Ni和Mo开始反应的温度分别为 $1273\text{K}$ 、 $1673\text{K}$ 和 $1973\text{K}$ 。

$\text{UO}_2$ 的晶体结构特征和其基本物理、化学及机械性能决定了它的主要使用性能。在辐照下， $\text{UO}_2$ 同时还受到陡峭的温度梯度作用，发生加重结构、密实、裂变气体释放与肿胀等现象（见燃料组件辐照性能）。与金属铀相比，由于 $\text{UO}_2$ 晶体结构中存在空隙，裂变气体释放量减少，肿胀也变小。目前对这些辐照性状已积累大量的数据，并编制了许多计算机程序，用来对燃料棒的辐照行为进行分析和预测。

$\text{UO}_2$ 燃料芯块制造的主要步骤如下：首先用化工方法把原料铀化合物制成陶瓷级 $\text{UO}_2$ 粉末，然后用粉末冶金法先冷压成坯块，再在高温（ $1700\sim1973\text{K}$ ）保护气氛（ $\text{H}_2$ ）中烧结成具有一定尺寸、形状和密度的芯块。合格的陶瓷级 $\text{UO}_2$ 粉末是制取高性能燃料芯块的关键。世界上成熟的工业规模制造 $\text{UO}_2$ 芯块的工艺有三种，即重铀酸铵（ADU）、三碳酸铀酰铵（AUC）和干法（IDR）流程（见图）。它们的主要差别在于如何把 $\text{UF}_6$ 或硝酸铀酰 $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2]$ 转化为可烧结的 $\text{UO}_2$ 粉末。随后的冷压和烧结工艺三者基本相同。中国、美国和日本主要用ADU流程。此流程开发较早，它同时能适应 $\text{UF}_6$ 和 $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ 两种原料，加工过程中的废品和废料无需设置另外的回收工艺是该流程的一大优点。经多年实践证明，它是一条适于芯块制备的 $\text{UO}_2$ 粉末制备流程，至今还用于工业生产中。但该流程长，废水处理量大，粉末冶金加工性不好，致使芯块成品率低。AUC工艺由联邦德国开发，转化阶段工序较少，所得 $\text{UO}_2$ 粉末含氟量低，加工性能好，因而芯块成品率高。IDR流程由英国开发，法国也采用此法。在流化床中一步实现从 $\text{UF}_6$ 到 $\text{UO}_2$ 粉末的转化。干法有流程短、生产量大，废液处理量少，铀的直接回收率高，并对环境污染小等优点，但由此法制备的粉末的流动性较差。

（应世浩 李文斌）



三种制备  $\text{UO}_2$  芯块的流程



faranliao

**乏燃料** (spent fuel) 辐照后从反应堆内卸出且不再在堆内使用的核燃料。见核燃料后处理。

faranliao yunshu

**乏燃料运输** (transport of spent fuel) 用特殊容器和专用运输工具,在安全的防护措施下,将乏燃料从一地转送到另一地的过程。

随着世界上核电厂数量逐年增加,所卸下的乏燃料元件也日益增多。根据国际核燃料循环会议的资料,几个主要工业国在1990年乏燃料元件中重金属积累量为76857t,到2000年时可达194117t。对乏燃料元件的处置方法,一是处理,一是堆址贮存或离堆贮存。除堆址贮存外,无论采用哪种方法均需进行乏燃料运输。图1示出了1000MW压水堆核电厂的燃料循环及其运输量。由此可见,它是构成核燃料循环的一个重要环节。

乏燃料带有裂变产物和强的放射性。现代轻水堆核电厂所用的燃料组件,在堆内停留3年左右,达到燃耗深度20000~30000MW·d/tU,即使经过“长期冷却”,每千克铀仍有数十个TBq的 $\beta$ 、 $\gamma$ 放射性,而且还有很高的衰变热,一组压水堆组件经过半年冷却后仍

的运输全然不同,它不仅技术复杂、费用很大,而且必须在严密的控制下进行,以确保运输安全,严防环境污染。

**要求** 对乏燃料组件的运输有以下要求:①必须严格遵照国际原子能机构《放射性物质安全运输规程》(以下简称《IAEA运输规程》)和本国有关规程进行运输。②根据本国的特点,各国均规定了具体的运输审批制度。一般规定:对被运输物的种类、数量和运输路线、工具、可能发生事故的措施等必须进行设计和审查,并得到有关部门认可;对运输容器的设计和制造必须得到认可,并在有关部门登记;乏燃料发送前,必须对容器的密封性、表面剂量率、表面污染程度和运输工具及固定方式等进行检查并得到认可;必须再次对运输路线、特别要对安全措施以及万一发生事故后的应急措施进行认可。③乏燃料运输容器属B型货包,必须进行正常运输条件及事故运输条件下的试验,合格后方能使用。④操作人员需经技术培训,结业后才能进行操作。

**运输方式与工具** 乏燃料组件在符合规程要求的条件下,可以通过公路、铁路和海上运输。由于对运输乏燃料组件的安全要求越来越高,容器重量越来越大,已有专门的运输车辆和船只。但不需要专用公路、铁路和码头,只要通过控制容器质量和严格组织运输环节来确保运输安全。

**公路运输** 一般说来,公路运输适用于短途、容器重量小于40t的运输。装2组压水堆乏燃料组件(或4组沸水堆乏燃料组件),需载重30t的超重型卡车。卡车设计成低重心、有专门固定容器的装置和便于去污的结构。驾驶室有一定的防护措施。乏燃料公路运输一般均采用一个车队。对运输速度要加以限制。

**铁路运输** 铁路车辆载重量大,适于长途运输。对数量多、运输距离长的乏燃料组件采用铁路运输。40t以上的容器均用铁路运输。车速一般要小于100km/h。

**海上运输** 现在已有世界性组织采用专门船只运输乏燃料组件。在欧洲,有两个专门运输公司:一个是由英、法和联邦德国参加的核运输公司(NTL),专门在欧洲运输二氧化铀燃料组件。另一个是由英、法、日联合的太平洋核运输公司(PNTL),专门运输乏燃料组件到欧洲。乏燃料运输船在结构上要具有双层船壳和船底,整个船舱隔成若干个密封仓,船头除防撞舱壁外,还设有辅助防撞舱壁。并装有专门屏蔽、设有冷却装置、备有监测和去污设备以及特殊的安全、导航和通信系统等。

**运输容器** 对装运乏燃料的容器有严格要求。  
**准则** 运输容器装满乏燃料时,必须保持次临界,容器外表面辐射剂量率不高于《IAEA运输规程》

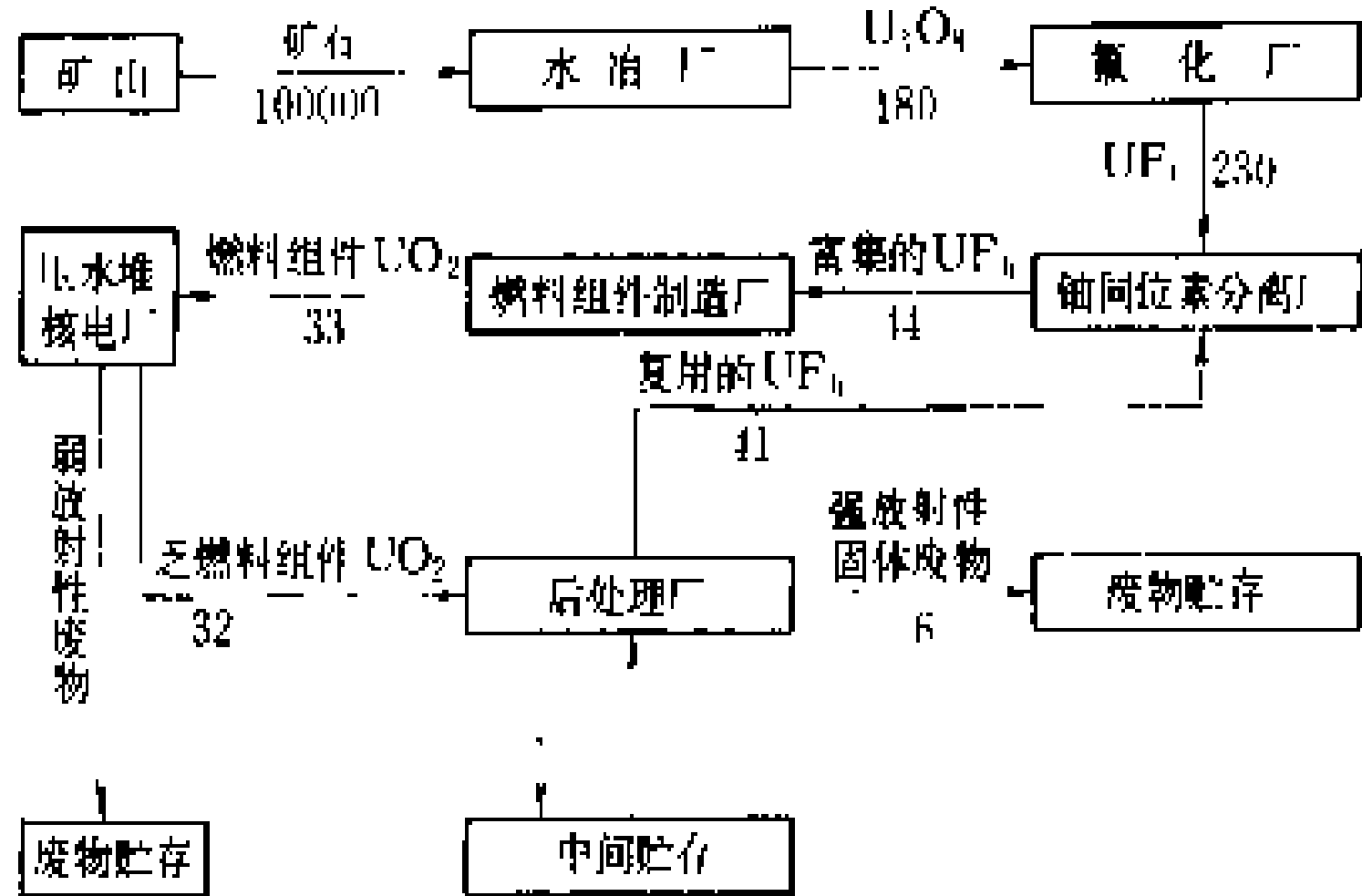
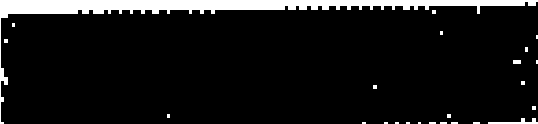


图1 1000MW压水堆核电厂燃料循环及运输量  
(图中数字表示每年运输量吨数)

有10kW(热功率)。因此,乏燃料运输与未辐照核燃料



的规定，必须适应环境温度从-40~38℃的变化而保持足够的强度，能承受正常运输过程中的加速度、振动和共振的作用而保持其密封可靠性及完整性，甚至在极端事故情况下也要确保上述要求，不致于危害环境。

型式 根据屏蔽材料的不同，乏燃料运输容器主要可分为：铅容器、钢容器、贫铀容器及球墨铸铁容器。任何运输容器的屏蔽都必须使最大预期的外部辐射剂量率降到规定的允许剂量水平之下。几种运输容器的主要特性如表所示。

几种运输容器的特性

型 号	EX1-4	HZ-75	NTL12	IF-300	TN1300
容量					
压水堆组件（组）	5	7	12	7	12
沸水堆组件（组）	14	17	30	18	33
热容量（kW）	40	84	100	61	50
总重量（t）	100	80	95	64	121
装载（tU）	2.7	3.3	5.7	3.5	5
内腔尺寸					
长（mm）	4887	4556	5160	4578	5051
直径（mm）	914	952	1220	953	1220
冷却方式	水	空气/水	空气	水	空气
主要运输方式	铁路/海运	公路/海运	铁路	铁路	铁路
屏蔽材料	铅	铅	钢	贫铀	球墨 铸铁

在运输中，对临界安全的要求是，一旦发生运输事故，容器处在最大可信反应性配置形式时，必须保持次临界。

(2) 传热：通过计算确定运输容器在正常和事故热环境下的温度分布，特别是确定在正常情况下容器表面最高温度和燃料元件最高温度、火烧事故情况下容器屏蔽层的温度分布和燃料元件最高温度。无论在何种条件下都不能超过《IAEA 运输规程》的规定。如，在没有曝晒时，容器表面温度不得超过 85℃，在火烧事故条件下不得减弱屏蔽效果和损坏燃料包壳，保证容器的密封性和完整性。

(3) 屏蔽：轻水堆乏燃料组件的比活度很高，容器必须具有足够的屏蔽。可采用相应的屏蔽材料来吸收中子和减弱 γ 射线，使乏燃料运输容器的表面剂量率低于《IAEA 运输规程》的规定。在正常运输条件下，离容器表面 1m 处不得超过 0.1mSv/h；在事故运输条件下，距容器表面 1m 处不得超过 10mSv/h。车辆外表面任一点的剂量率应低于 2mSv/h，离车辆表面 2m 处

设计 乏燃料运输容器设计要按照《IAEA 运输规程》和 ASME 锅炉和压力容器规范的要求进行。由于运输容器内装的是乏燃料，所以在设计容器时应从临界、传热、屏蔽及结构等方面来考虑。

(1) 临界：在运输容器内装运的乏燃料必须保持次临界状态。为此，在容器内腔设置不均匀的中子吸收体，使有效增殖系数  $K_{eff}$  值小于 1。可采用的中子吸收体材料有：硼拉尓、含硼聚乙烯、不锈钢包壳的硼化物或镉、硼-不锈钢等。按需选择，并设计成不同的结构形式。

应低于 0.1mSv/h。

(4) 结构：一般由内筒、外筒、顶盖、格架、缓冲器、散热片、屏蔽层以及起吊装置等部分组成（见图 2）。

内筒通常由不锈钢制成。其名义厚度不小于 10mm。由内负荷产生的最大正常压力不得超过表压 700kPa 及容器从 9m 高处下落时的加速度  $g$  负荷。外筒与内筒连在一起构成环状部件，起支承和保护铅屏蔽作用，一般也由不锈钢制成。它的强度取决于能承受容器从 1m 高处落到直径 150mm 贯穿件上所能承受的强度。对火烧具有良好保护作用的外筒最小厚度约为 63mm。顶盖的主要作用是封闭容器中的放射性物质。在强度方面主要考虑紧固螺栓和法兰承受下落冲击的负荷。最小的螺栓直径不能小于 12.5mm。格架用来分隔每个乏燃料组件，使其在运输过程中避免互相擦伤。格架有充分的通道，使乏燃料衰变热传递到容器壁上。在格架结构材料中加入中子吸收材料以防止发生临界事故。在发生撞击事故时，格架应能限制每个燃

料组件移动。为保护运输容器免受直接冲击,往往在容器顶部和底部装有缓冲器。在发生偶然事故时,它能产生变形从而吸收能量,以保护本身及内装的乏燃料免遭损坏。对大型乏燃料运输容器,缓冲器由不锈钢壳内装入多层圆形铝管或冷杉木层板制成。在设计缓冲器的结构时,不仅要通过理论计算,而且还要进行模拟试验。起吊装置一般采用耳轴或吊耳等结构。

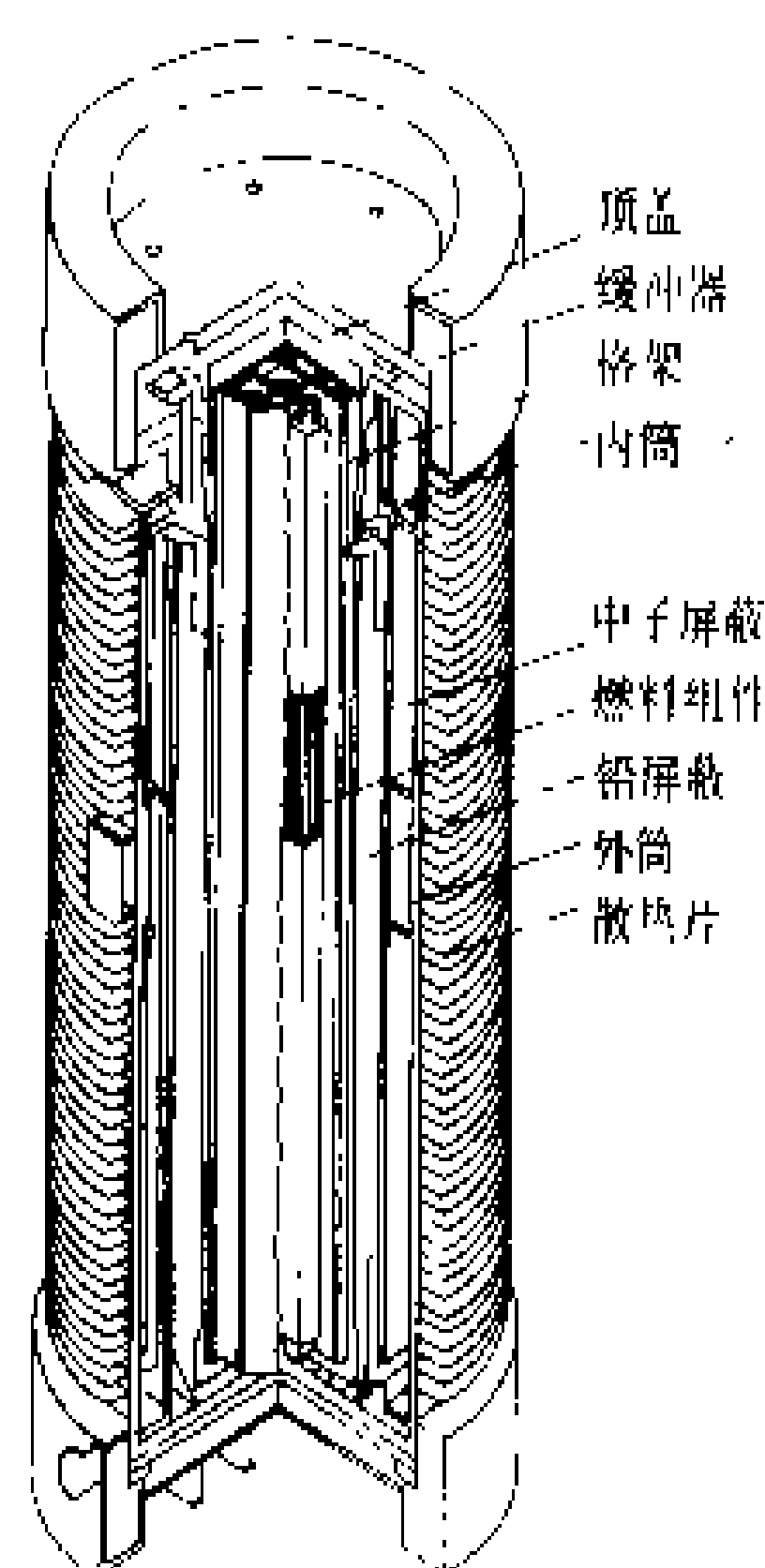


图2 运输容器的结构

(5) 拴系装置:系指在拴系系统中牢固地连接到容器上的那部分装置,用包括拴系装置的拴系系统,使容器和运输车保持一定的几何关系。在设计中应考虑各种措施来保证拴系的可靠性。

试验 乏燃料运输容器要满足《IAEA 运输规程》的规定,各国几乎毫无例外地均对容器进行正常运输条件下和事故运输条件下的各项试验。在前一种条件下的试验项目有:①喷水

试验;②自由下落试验;③堆积试验;④贯穿试验。其中某些试验项目可通过正常计算即可满足要求就不必进行。但对于容器在假想事故条件下的试验则必须进行,这些试验主要有:①下落试验;②贯穿试验;③耐火试验;④水浸没试验。容器均应按顺序进行上述4项试验。经过试验的容器,其屏蔽的减弱不应使外部的辐射剂量率增加到在离容器外表面1m处大于10mSv/h,除了气体和被沾污的冷却剂外,不应有放射性物质从容器里释放出来,冷却剂的总放射性含量不能超过容器装载物总放射性的0.1%,或者不超过370GBq;在容器中的物质要保持次临界。

质量保证和许可证 由于乏燃料运输关系到人民的安全和健康,所以对容器质量有影响的工作,如设计、采购、制造、试验、装卸操作以及运输等,均必须有质量保证体系,严格执行质量保证大纲的各种规定。设计者应根据容器的特殊要求提供设计图纸及技术要求;用户监督容器设计和制造符合规定要求;制造厂必须对承制设备的制造和试验制订一个质量保证计划,并加以执行。制造厂应设立制造档案。

试验合格的容器必须由国家有资格的单位发给许可证,才能投入使用。

国际上研究乏燃料组件运输的问题已有几十年,

对此工作十分重视,每隔3年召开一次放射性物质包装和运输的国际会议,交流有关运输、容器设计、制造、试验及安全等方面的经验,推动了各国乏燃料运输工作的开展。乏燃料运输是随着核电厂的建设而深入发展起来的,因此,一些先进国家在这方面具有丰富的经验。随着乏燃料的积累及核电厂增多,对乏燃料运输的技术和管理将会进一步提高和发展,国际间的交流和合作也将得到广泛开展。

#### 参考书目

国际原子能机构,放射性物质安全运输规程,北京:原子能出版社,1986(IAEA Safety Series No. 6 Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. 1985 Edition. Vienna. IAEA, 1985)

沙珀特,辐照核燃料运输容器设计指南,北京:原子能出版社,1975(Shappert L. B. A Guide for the Design, Fabrication, and Operation of Shipping Casks for Nuclear Applications. Oak Ridge, ORNL-NSIC 68, 1970)

(周泉通)

faranliao zhucun

#### 乏燃料贮存 (storage of spent fuel)

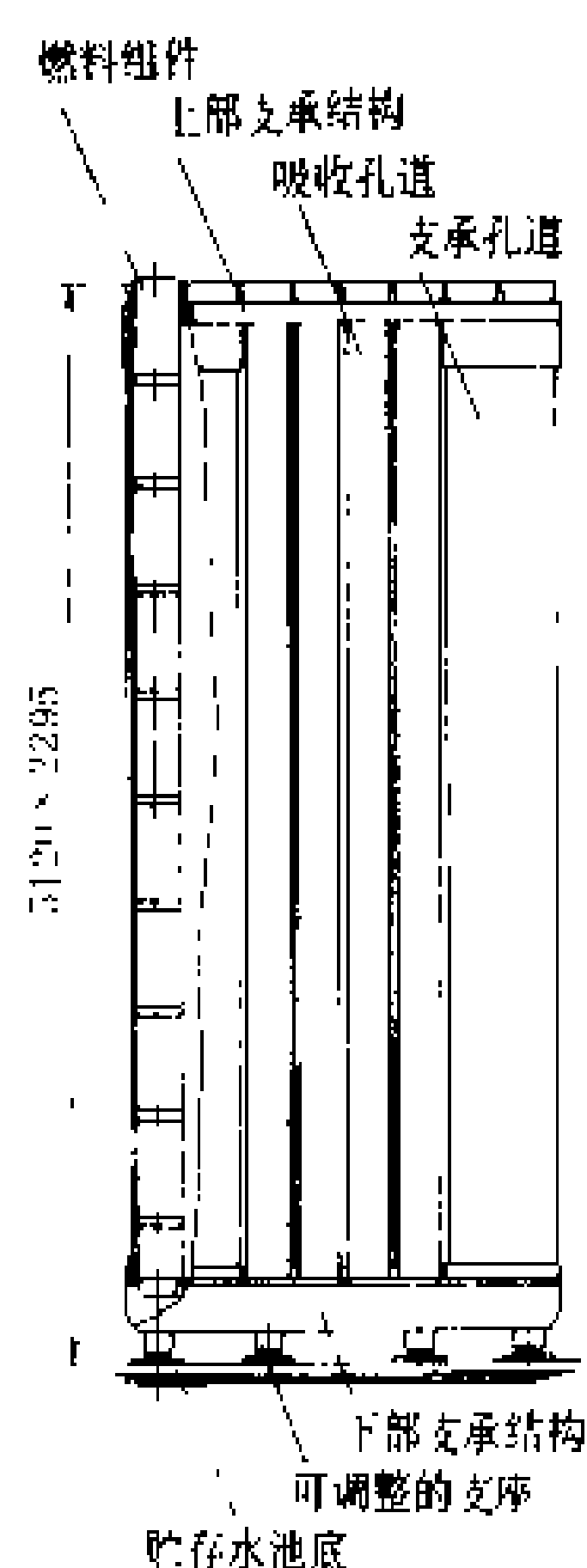
乏燃料的比活度很高,还释放大量的衰变热,必须贮存一段时间待放射性和余热降到一定程度后再进行操作及处理。按贮存时间长短乏燃料贮存有短期贮存——约几个月至几年、中间贮存——十几年来至几十年和长期贮存三种。其中以中间贮存为最重要,它可以使后处理推迟几十年,或为寻求放射性废物的最佳最终处置方案争取时间。世界上主要工业国正在研究各种类型的中间贮存装置,有些已经建成。按贮存方式乏燃料贮存又有湿式贮存(水池贮存)和干式贮存之分。自1942年建造第一座核反应堆起便开始使用水池贮存。40余年来,贮存水池不仅在结构和设备上有所发展,而且增加了泄漏监测系统、池水清洁设备,设计了抗震的贮存格架,用密集贮存取代了普通贮存。经验证明,水池贮存是安全可靠的。但水池贮存需要连续运行和维修,并产生二次废物,所以又发展了干式贮存。到80年代,干式贮存已发展到了利用空气自然冷却的金属屏蔽容器,直接贮存在地面的建筑物内。

湿式贮存(水池贮存) 由于世界上核电厂增加速度很快,而后处理能力很小,有些国家的现政策又不允许建立后处理厂,因此多年来各国对乏燃料湿式贮存采取了一系列的措施以增加贮存能力。例如:①改进原核电厂的贮存水池,使用密集格架;②将乏燃料组件拆成燃料棒再装入钢制容器中,贮存到水池中;③按密集贮存方式新建和扩建贮存水池等。

贮存水池 有两种结构:①在构筑物内建造内衬

不锈钢的混凝土结构贮存水池。水池内分割成若干小水池,每个小水池均装有贮存格架。水池之间有水闸门隔开。贮存水池设有冷却、通风、剂量监测、泄漏监测、补水及装卸料系统和检查及修复等装置。这种水池与后处理厂的相似,是核电厂内水池最普遍的形式(参见彩图插页第30页46图)②利用地下岩洞建造的贮存水池,瑞典的CLAB装置即属此类。该装置由乏燃料接收、贮存及辅助厂房三部分组成。唯贮存水池建在岩洞中。岩洞长120m,宽21m,高27m,由整块岩石分割的四个水池组成。岩洞有防止外部冲击的良好性能,在内部意外事故下也可隔离环境,从而使环境免受污染。

**贮存格架** 有不含中子吸收材料和含中子吸收材料的两种。前者利用乏燃料间的距离来控制临界,后者将中子吸收材料制成方形孔道并依次焊在一起,底部与厚钢板底座相连。底座上开孔,以便水通过孔道冷却乏燃料(见图)。



贮存格架简图

由于乏燃料带有强放射性和余热,对贮存水池的设计及其运行必须遵循以下要求:①抗震。地震等自然灾害能直接破坏水池,或使构架、起重机等掉入水池而损坏水池。故贮存水池应按一级抗震要求设计。②核设计。在乏燃料最大贮存容量下确保将其布置得处于次临界状态。为此,在设计中假定燃料是未经过辐照的和水池充满纯水。此时格架及转运装置形成的增殖系统的有效增殖系数 $K_{eff}$ 不超过0.99。③热工水力设计。水池冷却系统必须考虑在正常运行条件下,当水池存满乏燃料时,水池

的最高温度不超过67℃。④其他。如对起重机操作、防护水层高度和水位监测、避免乏燃料损伤等都有一定的要求。

**干式贮存** 世界各国已建成的干式贮存设施主要有空气冷却贮存室、干式混凝土容器、干井及金属容器四种。

**空气冷却贮存室** 将乏燃料贮存在重混凝土屏蔽的空气冷却贮存室,空气通过自然对流将乏燃料的衰变热带走,由烟囱排出。贮存室内分隔成若干圆柱形孔道,带有外包装容器的乏燃料组件垂直存放在孔道内。乏燃料组件的间距应保证不发生临界。贮存室可设置

在地面,也可在地下。贮存库设有气体监测系统以监测放射性和包装容器的泄漏。

**干式混凝土容器** 由圆柱形钢筋混凝土本体及顶盖构成。外径/内径×高为3m/1m×7.6m,总质量约130t。空气从其底部进入,由顶部排出。带走乏燃料释放的余热。装有乏燃料组件的容器可贮存在普通的地面建筑物内。贮存厂房应设有装料设备间、转运通道、容器装车间及控制室等,所有工作间均采用钢筋混凝土结构。

**干井** 由混凝土构成,内放置碳钢制井筒,井口有混凝土塞子。装有乏燃料组件的格架贮存在干井中。干井贮存库一般由接收、转运及贮存三部分组成。带有外包装的乏燃料组件在接收设施内放入格架,在转运设施中进入屏蔽运输容器,最后用门式吊车运到干井贮存。贮存区内也设有连续的放射性气溶胶监测器。

**金属容器** 由内衬不锈钢套的球墨铸铁制成。壁厚约400mm,壁外有散热片。盖子分两层,内层为屏蔽层,外层起固定作用。容器内装有由厚15mm的含硼铝板制成的格架,为装载乏燃料组件之用。对设计好的金属容器要根据屏蔽、临界计算,热和强度分析及正常和事故条件下的试验进行安全分析。由于这种容器主要用于贮存,故还需增加模拟飞机撞击容器试验。

一个外径/内径×高为2500mm/1200mm×7000mm的金属容器质量为120t,可装压水堆燃料组件12束或沸水堆燃料组件33束。装有乏燃料组件的金属容器运到贮存库贮存。典型的贮存库大小为长180m、宽38m、高20m。由卸料区、容器服务站、控制室和贮存区四部分组成。从运输车卸下贮存容器,经过密封性、剂量等检查,合格的容器进入贮存区贮存。上述的贮存库可贮存420个容器,每个容器上均设有密封监测装置,由控制室集中进行监测。贮存区应有良好的通风,库内有γ、中子监测系统,墙和屋顶要有附加屏蔽,确保厂外周围剂量率小于0.01mSv/h。

与湿式贮存相比,干式贮存的乏燃料不直接与空气接触,几乎无二次废物,其运行和维修也比较简单,环境污染也较少,扩建的灵活性较大,又适于长期贮存,但容器的制造费用颇高。

两种贮存方式各具优缺点。水池贮存在设计、建造及运行方面都积累了丰富的经验,其技术还在不断发展,今后仍将继续使用。早期建造的一些贮存水池正在陆续改装成密集存放。干式贮存的形式较多,各主要工业国仍在探求新的方式。德、美、日等国均开展了容器贮存技术的研究。德国已建成1500t的干式容器贮存库。可以预计容器贮存技术还将不断地得到发展。

(周泉通)

faranliao zhucunchi

### 乏燃料贮存池 (spent fuel storage pool)

用于贮存乏燃料、破损燃料以及对燃料进行检查、修复、运输等水下操作的场地。乏燃料贮存池一般设置在燃料厂房内，有的核电厂乏燃料贮存池和换料水池均设置在安全壳内。

乏燃料贮存池的尺寸由核电厂的规模和乏燃料的贮存年限决定，电功率为 1000MW 级的核电厂，乏燃料贮存量一般按 10 年以上考虑，它设有两个水池，其尺寸均为  $8\text{m} \times 8\text{m} \times 12\text{m}$ 。池内壁为不锈钢衬里，钢筋混凝土屏蔽墙厚约 2m。水池设有冷却净化系统。池壁两侧设有排风系统，四周设水下照明。池底设有燃料贮存架，水池与燃料运输通道之间有闸门隔开。每个池的容积约为  $700\text{m}^3$ 。

燃料贮存水池在核电厂中属安全级设施，它的设计需满足核设施基本安全要求，主要为：①按乏燃料在贮存架内最高浓度燃料被纯水淹没的情况进行考虑，其所形成的增殖系统的有效增殖系数不得超过 0.90；②池水为去离子水，其硼浓度为 2000ppm 以上；③水冷却系统在正常情况下能满足池水温度低于  $50^\circ\text{C}$  的要求；事故情况下，整个堆芯满功率运行 150h 后全部卸入贮存水池，满足池水温度低于  $75^\circ\text{C}$  的要求；④净化系统要求能去除 98% 的直径不小于  $25\mu\text{m}$  的颗粒，以保持池水澄清，同时保持池水表面剂量率不超过  $25\text{mSv/h}$ ；⑤设有水位指示装置，正常水位应在乏燃料组件活性段以上大于 3.2m 处，高水位比正常水位高 0.2m，并设有高温报警装置；⑥设有检漏系统，并有报警装置 1m 对泄漏液作区域性监测；⑦要求燃料贮存水池和贮存架在正常载荷加安全停堆地震载荷时不发生损坏；⑧要求接触池水的设备部件用奥氏体不锈钢制造，其结构形状要便于去污。

(杜圣华)

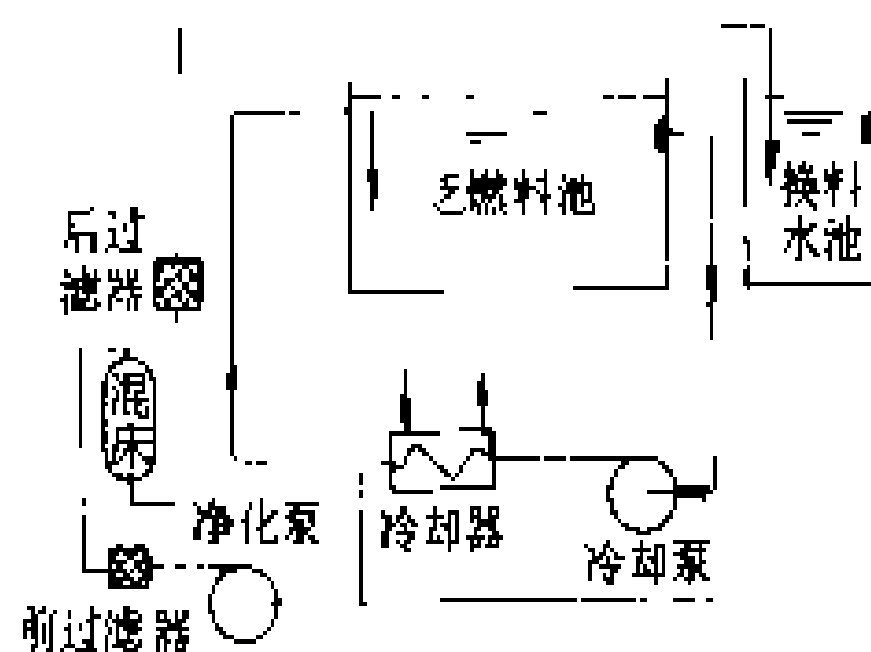
faranliao zhucunchi lengque he jinghua xitong

### 乏燃料贮存池冷却和净化系统 (spent fuel storage pit cooling and cleanup system)

从堆芯卸出的乏燃料，存放在具有冷却装置的乏燃料池内，排除乏燃料释放的热量。为了降低水的放射性强度和保持其透明度以便于各种水下操作，乏燃料池和换料水池的水必须净化，并保持规定的水质指标。

为满足单一故障准则（见安全系统设计准则），乏燃料池水的冷却和净化系统通常设置两个冷却系列和一个净化回路。每个冷却系列各设有一台冷却泵和一台冷却器。净化回路则设有两台净化泵和一套过滤和树脂床装置。乏燃料池水由冷却泵吸出经冷却器冷却后，其大部分直接返回池内，小部分被净化泵吸出经过

滤器及树脂床进行净化（见图）。净化泵的流量应使全部池水在一天内至少净化一次。乏燃料池须严防泄漏，并有大于自然蒸发损失的补水能力，以保持池中水位高于燃料组件 3m 以上。水池的各种接管均须高出正常水位，并设有防虹吸的断流设施。



乏燃料贮存池冷却和  
净化系统流程原理图

系统的冷却能

力要考虑停堆 150h 后 1/3 堆芯的衰变热和池内乏燃料组件最大贮存量时的衰变热，以及紧急停堆换料时一个全堆芯停堆 150h 后的衰变热，

同时保持池水温度低于  $50^\circ\text{C}$ （在高温季节，可投入两个系列来保证）。当系统发生单一能动部件故障时，池水温度也不得超过  $75^\circ\text{C}$ 。系统的冷却和补水部分均要求按安全三级及抗震 I 类设计。

(戚正文)

fanshecong jiesheng

### 反射层节省 (reflector saving)

裸反应堆堆芯外加上某种反射层后，在不改变反应性的条件下所能得到的该堆芯给定方向上尺寸的减少量。反射层是将从堆芯或倍增系统逃脱的中子部分地散射回堆芯或倍增系统的结构。设  $R_0$  是临界裸堆由中心原点或中心轴线算起的半径尺寸， $R$  是包有反射层堆芯的相应临界尺寸，则反射层节省定义为  $\delta = R_0 - R$ 。对于圆柱形反应堆，反射层节省通常分别用径向反射层节省  $\delta_r$  和轴向反射层节省  $\delta_z$  来表示，即  $\delta_r = R_0 - R$ ， $\delta_z = \left( \frac{H_0}{2} - \frac{H}{2} \right)$ ，式中  $R_0$ 、 $H_0$  分别为圆柱形临界裸堆的半径和轴向高度（包括外推距离），而  $R$ 、 $H$  分别是带有侧面和端面反射层的圆柱形堆的临界半径和轴向高度。

反射层节省可以这样确定：分别计算具有同样成份的裸堆和有反射层反应堆芯部的临界尺寸，然后相减得到。一旦知道了反射层节省  $\delta$ ，就可以把具有反射层反应堆芯部的尺寸增加  $\delta$  后转换成等效裸堆来计算临界问题。例如，对于尺寸为  $R$ 、 $H$  的具有反射层的圆柱形反应堆，其等效裸堆的尺寸为  $R_{\text{eff}} = R + \delta_r$ ， $H_{\text{eff}} = H + 2\delta_z$ 。反射层节省对反应堆芯部成分不十分敏感，主要取决于反射层材料和尺寸。因此，对某种堆型的某一成分和反射层材料计算所得的  $\delta$  值，可以用于类似成分的反应堆。这样，在对临界尺寸或中子通量密度分布作初步估计时，应用反射层节省概念是很方便的。

当反射层尺寸很小时， $\delta$  值与反射层的厚度成比

例。若反射层和慢化剂由相同的材料组成,则当厚度增大到一定值(远远大于扩散长度,见中子扩散)时,反射层节省就已趋近于最大值,即已相当于无限厚的反射层,再增大反射层厚度并无多大好处。粗略估计,热中子反应堆的最大反射层节省约等于中子在反射层中的扩散长度。如对轻水反应堆,约为0.06m,但对石墨反应堆则可大于0.5m。

(谢仲生)

fanyingdui

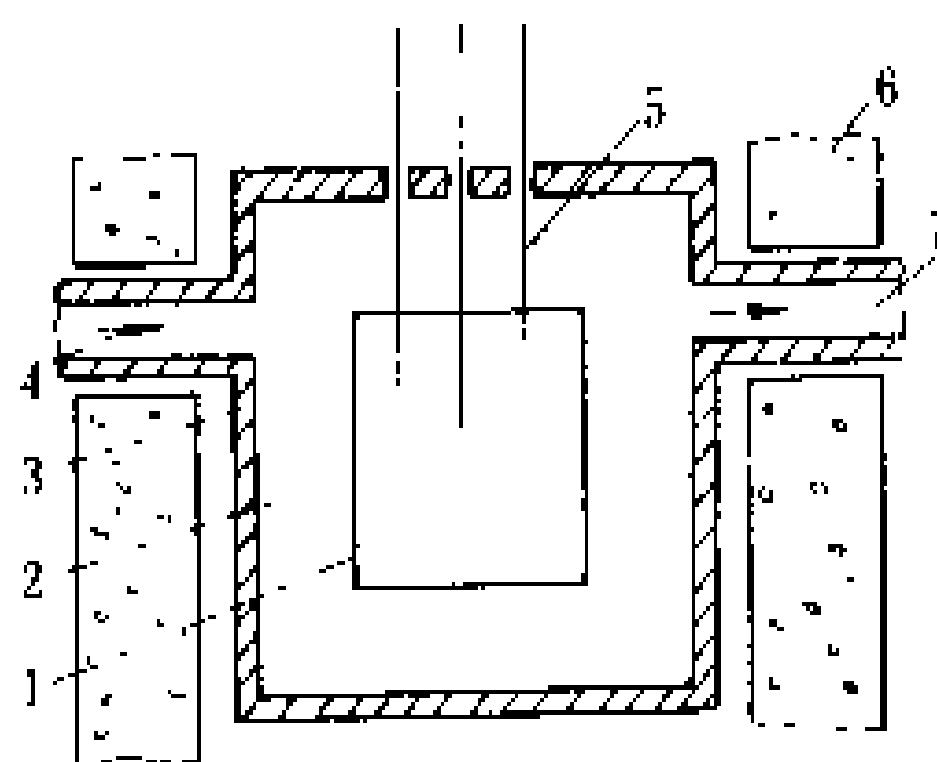
**反应堆 (reactor)** 以铀(钚或铀钚混合物)作核燃料实现受控核裂变链式反应的装置,又称核反应堆。第一座核反应堆于1942年在美国投入运行。到1991年底,世界上共有700余座反应堆在运行。

**反应堆的种类** 可按用途、中子能量、慢化剂、冷却剂、核燃料等分类。①按用途可分为研究堆、动力堆、生产堆和特殊用途堆。反应堆的结构、特性和运行的工况随用途而异。研究堆用来进行基础研究或应用研究;动力堆用来发电、提供船舰动力和生产热能;生产堆用来生产钚、钚和同位素;特殊用途堆用于专门目的,如验证某种反应堆设计的模式堆。②按引起核裂变的中子平均能量可分为:热中子堆,核裂变主要由热中子引起,这种堆占世界已有反应堆的绝大多数,中能中子堆,核裂变主要由能量为几eV到大约100keV的中能中子引起;快中子堆,核裂变主要由能量为100keV或更高能量的快中子引起。③按反应堆的结构可分为压力容器式堆、压力管式堆和池式堆。④按所使用的慢化剂和冷却剂可分为:轻水堆,轻水既作慢化剂又作冷却剂,根据水在堆芯中的工作状态又分为压水堆和沸水堆;重水堆,重水作慢化剂,重水(或沸腾轻水)作冷却剂;石墨气冷堆和石墨沸水堆,均由石墨作慢化剂,分别由二氧化碳(或氦气)和沸腾轻水作冷却剂;液态金属冷却快中子堆,无慢化剂,通常以液态金属钠作冷却剂。⑤按核燃料可分为天然铀堆和富集铀堆,常用的核燃料为金属铀和铀(或钚)的氧化物。

们按一定的方式组成燃料组件,排列在堆芯中。堆内构件将燃料组件固定在堆芯中,为冷却剂提供流道,保持传热所需的热工—水力条件以使堆芯中的裂变能量传输出反应堆。控制棒由强吸收中子材料制成,将它插入或抽出堆芯,可以改变反应性,用来起动反应堆、调节反应堆功率、正常停堆和在事故情况下紧急停堆。热中子堆堆芯的外部围有反射层,其材料与慢化剂一样,用来减少中子向堆芯外的泄漏,这样可以减少堆芯核燃料的装载量。快中子堆堆芯的外部围有再生区,用天然铀或贫铀组成,以便在再生区俘获从堆芯逸出的中子,生产新的核燃料。反射层和反应堆容器外部还设有屏蔽层,以防止反应堆内的中子和 $\gamma$ 射线向外泄漏。

**对材料和燃料的要求** 反应堆内各组成部分的材料应满足核性能、耐辐照性能和耐腐蚀性能的要求。核燃料应具有良好的辐照稳定性,良好的热物理性能、机械性能和化学稳定性。燃料包壳和堆芯结构材料,其热中子吸收截面要小,机械性能和辐照稳定性要好。冷却剂应具有良好的热物理性能(比热大、密度高、熔点低、沸点高等),小的热中子吸收截面和良好的化学性能和辐照稳定性。常用的冷却剂有水、重水、二氧化碳、钠和氦气等。慢化剂和反射层,其热中子吸收截面要小,而散射截面要大,与冷却剂的相容性好,具有良好的传热性能、热稳定性和化学稳定性。水、石墨、重水和铍为常用的慢化剂和反射层材料。控制材料应具有强吸收中子性能,常用的控制材料有硼(其应用的状态为硼钢或硼不锈钢合金、碳化硼粉末或烧结块,硼酸溶液、硼或其化合物在金属中的弥散体等)、银-铟-镉合金、铪、稀土元素(如钆、铕、钐等)的氧化物(见反应堆材料)。

**动力反应堆的发展** 60年代以前,世界各国结合本国国情着重于20多种堆型的试验研究;60年代以后经过筛选,转为集中发展压水堆、沸水堆、重水堆、石墨气冷堆、石墨沸水堆、高温气冷堆和快中子增殖堆。除后两种堆型尚未发展到商业规模应用外,其余的均已达到商用规模,其中尤以压水堆和沸水堆最为普遍,到1993年底分别占商用核电厂装机容量的63.3%和22.4%。动力反应堆是核电厂的关键设备,核电厂的发展与动力堆的研究开发密切相关,如压水堆和沸水堆核电厂的单堆电功率已从60年代初的200MW分别提高到目前的1500、1300MW以上。核电厂安全性也随着技术进步和运行经验的积累不断提高。三里岛核电厂事故和切尔诺贝利核电厂事故后,各国对核电厂的安全性给予了更大的重视,一方面增加和完善安全措施,更加重视运行人员的培训,提高安全文化,正确处理人—机接口关系,注意运行经验的反馈和加强国际间的技术合作,另一方面加紧进行对新一



热中子反应堆示意图

1—堆芯; 2—反射层; 3—堆容器;  
4—冷却剂进口; 5—控制棒;  
6—屏蔽层; 7—冷却剂出口

**反应堆的基本结构** 主要由堆芯、反射层、控制棒、堆容器和屏蔽层构成(见图)。堆芯又称活性区,那里集中了核燃料,自持链式反应就在此区域进行。通常核燃料加工成棒状、管状或板状,它

代的反应堆即具有一定程度的内在安全性的反应堆的研究开发工作。

(马 一)

fanyingdui baohu canshu

**反应堆保护参数** (reactor protection parameters) 用以进行核电厂的运行状况监测和事故工况检测,并在其变化超出安全限值(整定值)时使反应堆保护系统起动的核蒸汽供应系统的物理参数。

压水堆核电厂的主要保护参数有:

(1)反应堆功率量程高中子通量密度:四个功率量程通道信号中的两个高于整定值时,便触发紧急停堆系统。有两个独立的停堆整定值:一个高整定值和一个低整定值,前者以额定功率为基准,为正常带功率运行提供保护,后者在起动时提供保护,用以防止起动速度过快。当功率高于10%额定功率时,手动旁路低整定值保护;当三个通道的中子通量密度测量值低于10%额定功率时,自动恢复低整定值保护。

(2)反应堆中间量程高中子通量密度:两个中间量程通道信号中有一个(“二取一”)高于整定值时,便触发紧急停堆系统,用以在反应堆零功率起动时提供保护。功率量程大于10%额定功率时,手动切除保护信号;当功率量程低于10%额定功率时自动恢复。

(3)反应堆源量程高中子通量密度:两个源量程通道信号有一个(“二取一”)高于整定值时,便触发紧急停堆系统,提供反应堆起动保护。当中间量程一个通道的信号高于1%额定功率时,手动旁路保护信号;当两个通道信号均低于1%额定功率时,自动恢复。

(4)超温差 $\Delta T$ :为了保护堆芯避免发生偏离泡核沸腾(DNB),采取“四取二”紧急停堆。超温差 $\Delta T$ 的整定值是通过通过对每一条通道求解下列方程式,并连续地进行计算得到的

$$\Delta T_{\text{整定值}} = K_1 - K_2 \frac{1 + \tau_1 s}{1 + \tau_2 s} T_{av} + K_3 p - f(\Delta q)$$

式中 $T_{av}$ 为反应堆冷却剂平均温度; $p$ 为稳压器的压力; $K_1$ 为超温差 $\Delta T$ 整定值的偏移量; $K_2, K_3$ 为常数,取决于温度和压力对偏离泡核沸腾极限的影响; $f(\Delta q)$ 为上、下两段间长电离室测量的中子通量密度差的函数; $\tau_1, \tau_2$ 为平均温度变化的时间常数; $s$ 为拉普拉斯变换算符。

四个长电离室分别给信号到每一个超温差 $\Delta T$ 保护通道,以保证单一故障既不会妨碍其功能,也不会引起误停堆。 $f(\Delta q)$ 的改变仅能导致保护动作整定值的变化。超温差 $\Delta T$ 信号还将引起汽轮机自动降负荷

(5)超功率 $\Delta T$ :为了保护反应堆免于超功率(燃料棒额定功率的保护),采取“四取二”动作停堆。超

功率 $\Delta T$ 的定值是通过通过对每一个通道求解下列形式的方程,并连续地计算得到的,计算公式为

$$\text{超功率 } \Delta T_{\text{整定值}} = K_4 - \left\{ K_5 \frac{\tau_3 s}{\tau_3 s + 1} T_{av} \right\} + [K_6 (T_{av0} - T_{av})] - f(\Delta q)$$

式中 $T_{av}$ 为平均温度整定值的偏移量; $K_4$ 为预先设定的可手动调节的超功率 $\Delta T$ 的偏移量; $K_5, K_6$ 为与 $T_{av}$ 及其变化率对超功率极限的效应有关的常数; $\tau_3$ 为平均温度变化率的滞后时间常数; $s$ 为拉普拉斯变换算符。超功率 $\Delta T$ 信号同样引起汽轮机的自动降负荷。

(6)稳压器低压力:为了保护堆芯,避免产生过多的蒸汽空泡,采用“四取二”符合信号触发紧急停堆。当功率量程四个通道中有三个功率信号和汽轮机第一级后两个通道的压力信号均给出低于10%额定功率时,稳压器低压力事故停堆信号自动闭锁。

(7)稳压器高压:保护反应堆冷却剂系统不致过压,采用“三取二”符合信号触发紧急停堆。

(8)稳压器高水位:作为稳压器高压事故停堆保护的后备,采用“三取二”符合信号触发紧急停堆。当功率量程仪表信号及汽轮机第一级后压力信号均确认功率低于10%额定功率时,稳压器高水位事故停堆信号自动闭锁。

(9)反应堆冷却剂低流量:用以在失去冷却剂流量事故后保护堆芯不致出现膜态沸腾。反应堆冷却剂系统每条环路的低流量信号,由三个低流量测量通道经“三取二”符合后给出。对三环路或四环路的反应堆来说,当功率大于10%额定功率时,任何两条环路中的低流量都导致紧急停堆;当功率大于60%额定功率时,任何环路中的低流量都导致紧急停堆。当冷却剂泵失去电源时,每一台反应堆冷却剂泵的断路器在断开时都产生一个信号。对三环路或四环路的反应堆来说,当功率高于10%额定功率时,两个断路器信号就引起紧急停堆;当功率高于60%额定功率时,任一断路器信号就导致紧急停堆。当出现冷却剂泵供电母线低电压或低频率信号时,为保护冷却剂泵的工作状态,采取下列保护措施:①当出现一个“四取二”低频率信号时,就直接断开所有反应堆冷却剂泵,并通过断路器断开信号,使反应堆紧急停闭;②当反应堆功率高于10%额定功率时,四条供电母线(对四环路电厂而言)中有两条出现低电压信号时,此信号就触发反应堆保护系统动作进行紧急停堆。当功率低于10%额定功率时,反应堆冷却剂低流量事故保护系统自动闭锁。

(10)安全注射系统事故停堆:当出现安全注射系统动作时,就进行紧急停堆。安全注射系统本身的驱动信号有:①稳压器低压力与稳压器低水位相符合;②安全壳高压,采用“四取二”符合信号触发;③一根蒸



汽管道的蒸汽压力比其它的低,采用“三取二”符合信号触发;④四根蒸汽管道(四环路)中有两根高蒸汽流量与低冷却剂平均温度或低蒸汽压力相符合。

(11) 汽轮发电机停闭:当核电厂运行在10%额定功率以上时,一旦出现故障信号(主汽门关闭、发电机出线开关断开),就启动反应堆保护系统紧急停闭反应堆,并启动蒸汽旁路控制系统,有控制地把蒸汽短期地释放到凝汽器,以排除反应堆冷却剂中的显热,防止安全阀动作。

(12) 低给水流量:保护反应堆,使之避免突然失去热阱。该停堆信号应与蒸汽-给水流量失配信号相符合。

(13) 蒸汽发生器低水位:防止蒸汽发生器水位过低,导致蒸汽发生器损坏和反应堆失去热阱,采用“三取二”符合信号,触发紧急停堆。

(14) 手动停堆:装在主控制室内的两个手动停堆按钮,任一按钮都能触发紧急停堆和汽轮机停闭。

#### 参考书目

Harrer J M, Beckerley J G. Nuclear Power Reactor Instrumentation Systems Handlook. La Grange: The Office of Information Services U.S. Atomic Energy commission, 1973

(叶奇蓁)

fanyingdui baohu xitong

### 反应堆保护系统 (reactor protection system)

用于在反应堆运行工况参数超过安全极限时启动紧急停堆系统和专设安全设施的装置和器件的集合。设置本系统的目的在于:防止反应堆运行工况参数偏离安全极限,防止燃料包壳和反应堆冷却剂系统的完整性在可能发生的事故情况下受到破坏,以减轻事故后果。该系统应确保在需要时能正确地工作(即具有足够高的可靠性)。反应堆保护系统包括反应堆停堆系统,专设安全设施驱动系统,以及在德国核电厂上设置的堆芯保护系统用以防止堆芯参数超过安全限值。近年来开发了 ATWS (未能紧急停堆的预期瞬态) 保护系统,用以在反应堆停堆系统失效时,提供冗余保护,防止事故扩大。

保护系统的功能 保护系统的设计应满足:①能自动触发有关的系统(必要时包括停堆系统)动作,以保证在发生预期运行事件时不超过规定的限值,即安全限值。②能检测事故工况并触发为减轻这些事故工况后果所需要的系统动作。③能抑制系统的不安全动作。

所谓安全限值是指为防止放射性物质的释放超过国家核安全法规中对任何设计基准事故所规定的限

值。为了满足这个总要求,保护系统必须保持防止放射性物质释放的三道机械屏障(燃料包壳、一回路冷却剂压力边界和安全壳)的完整性,并且还必须能减轻这些屏障中的任何一个或更多个破裂时所造成的后果。

用以识别事故工况并触发系统动作的核电厂的物理参数通常称保护参数(见反应堆保护参数)。为确定这些保护参数的动作整定值,必须进行安全分析。安全分析的主要步骤有:①确定可能发生的(或设计基准)事故;②为分析事故的影响和后果,可以用事故顺序图来说明一个事故的不同阶段,还可以用“故障树图”来表示导致特殊工况的事件的全部顺序;③规定事故情况下反应堆特性的安全界限;④选择用于触发系统动作的保护参数和敏感元件;⑤确定保护动作的类型(诸如启动相应的专设安全设施,或反应堆停堆系统)和保护系统必须具有的性能特性(诸如系统的响应时间和仪表的精确度)。整定值的确定必须留有一定的裕量,以弥补核电厂分析模型、仪表及其整定值的误差。

此外,保护系统本身的所有部件、组件、子系统,及其连接线都可能发生故障。保护系统故障导致系统误动作的现象,称安全故障;相反,导致系统拒动作的现象,称非安全故障。保护系统的安全故障将降低核电厂的可利用率,引起经济损失;降低误动作率是保护系统主要设计目标之一,目前已降低到每年一次。保护系统的非安全故障将使反应堆失去保护。下列关系式给出无保护事故率

$$(\text{无保护事故率}) = (\text{事故发生率}) \times (\text{保护系统非安全故障的平均概率})$$

无保护事故涉及一般公众的安全和社会的反应,所以无保护事故率的允许值难以确定,目前提议其值为  $10^{-5} \sim 10^{-6}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 。

安全性和可靠性这两个主要目标经常互相矛盾。通常,安全性放在第一位;然而,误动作的经济代价迫使进行权衡考虑。

保护系统的安全准则 保护系统必须与其所执行的安全功能相适应,因此其设计必须遵循下列安全准则。

(1) 单一故障准则:保护系统内的单一故障或单次事件引起的多个故障不应导致系统保护功能的丧失。为了满足单一故障准则,对保护系统必须采取冗余(或多重性)措施。冗余概念,即运用多重通道、多重装置执行同一给定功能,以致使任何一个通道、装置的故障不会引起该系统功能失效。冗余可通过利用相同的设备,或通过设备的多样性或功能的多样性来实现。

(2) 通道和系统的独立性:使通道和系统具有独立性是通过实施仪表通道、逻辑元件、执行器控制通道、执行器和电源的电气隔离、实体隔离来实现的。其

目的在于:防止通道间发生相互作用,以致单一事件能使一个以上的通道失去作用;防止共模故障能限制由增加冗余度得到的好处。保护系统必须不受任何其他系统的影响,当必须从保护系统引出信号到其他控制系统时,必须通过信号隔离装置,使控制系统的任何短路、开路、接地、加电均不影响保护系统的工作。

(3)故障安全准则:保护系统应该设计成对故障是安全的。例如,在系统断开、短接、失去动力源等故障情况下,使系统处于安全故障状态。经验表明,对于故障安全设计的一种非常适度的努力将保证非安全故障率远低于安全故障率,以提高反应堆系统的安全性。

(4)符合:增加系统可靠性或免除安全故障后果的一个重要方法是采用符合逻辑。亦就是说,在采取保护动作之前必须至少有两个或二个以上的冗余信号相符合。采用符合也便于进行在线试验,因为在此情况下,可将通道或装置断开后进行试验,而不致触发保护系统动作。常用的符合逻辑有,“三取二”或“四取二”逻辑。

(5)多样性:多样性已作为对性能故障和共模故障的一种防护手段。对于特定的保护功能,在要求非常高的可靠性的地方,有一种主张是设立两个独立的和不同的反应堆停堆系统(见反应堆第二停堆系统)。多样性的类型有:设备的多样性和功能的多样性。应该把重点放在触发保护动作的保护参数的功能多样性上,这样有助于克服共模故障。

(6)试验、监测和校准能力:虽然保护系统采取冗余设计,然而,为了能发现和修理故障的元件,防止故障积累而发生保护系统故障,则需要定期的试验。试验的要求是必须能够发现第一个故障。在核电厂里,由于许多部件所需要的试验频度比允许的电厂停闭频度大得多,保护系统必须具备在反应堆运行情况下进行在线或在役试验。为了允许在线试验,系统必须包含符合逻辑结构。此外,还必须对保护系统进行连续的监测,在两个定期在线试验之间监测保护系统的工作状态。自动脉冲试验系统可被认为是连续监测的一种形式。

反应堆保护系统的组成 由以下几部分组成:

(1)反应堆起动保护:防止停堆情况下控制棒失控或反应堆起动过快。保护参数为源量程和中间量程的高中子通量密度或短周期。

(2)核功率保护:保护功率运行时发生控制棒失控或弹棒事故。保护参数为高核功率及其高正变化率。

(3)堆芯保护:防止偏离泡核沸腾比过小和堆芯线功率密度过大而导致堆芯损坏。保护参数为堆芯线功率和 DNBR (偏离泡核沸腾比)。(见堆芯保护系统)

(4)反应堆冷却剂压力和液位保护:用以保护一回路的管道破裂,稳压器卸压阀、安全阀误动作或汽轮发电机甩负荷等引起的系统压力降低,稳压器水位降低;或系统压力升高,稳压器水位升高等事故。保护参数主要为稳压器压力和水位。

(5)反应堆冷却剂低流量保护:用以保护主泵断电或故障引起的流量丧失事故。常用的保护参数有:主泵转速、断路器脱扣,以及母线低电压、低频率等。

(6)蒸汽发生器保护:用以防止蒸汽发生器给水系统故障而导致反应堆丧失热阱。保护参数为蒸汽与给水流量失配同蒸汽发生器低水位符合信号。

(7)高能管道破裂保护:用以在发生失水事故和主蒸汽管道破裂事故时,停闭反应堆,起动应急堆芯冷却系统、安全壳喷淋系统,主蒸汽管道和主给水管道隔离,安全壳隔离等专设安全设施驱动系统。

(8)汽轮发电机组甩负荷保护:用以触发反应堆保护系统,停闭反应堆,关闭主汽门,打开旁路系统。

专设安全设施驱动系统的组成 包括下列组成部分:

(1)应急堆芯冷却驱动系统:根据一回路的压力相继起动高压安全注入泵和低压安全注入泵,同时控制硼酸注入系统,将浓硼水注入反应堆冷却剂,向堆芯引入大的负反应性。

(2)安全壳喷淋驱动系统:起动喷淋泵,注入含硼和氢氧化钠溶液,向安全壳内均匀喷淋含硼和氢氧化钠水,降低安全壳内的温度和压力,确保安全壳的完整性,并溶解放射性碘,减少放射性物质的释放。

(3)蒸汽和给水管道的隔离:快速(一般小于5s)关闭主蒸汽隔离阀,隔离故障蒸汽管道。快速(一般5~20s)关闭给水调节阀,防止蒸汽发生器水位异常。

(4)安全壳隔离:关闭穿过安全壳的非安全必需的工艺管道和通风管道的隔离阀,防止放射性物质释放至环境。

(5)辅助给水驱动系统:用以在蒸汽发生器失去给水或给水系统故障的情况下,自动起动辅助给水泵,操纵相应的控制阀,保证蒸汽发生器必需的事故给水,以维持反应堆的热阱。

(6)氢气复合系统的驱动:防止发生失水事故时,由于高温下锆-水反应产生的氢气,在安全壳内聚积而引起爆炸,损坏安全壳。

#### 参考书目

Harrer JM, Beckerley JG. Nuclear Power Reactor Instrumentation systems Handbook. La Grange: The Office of Information Services U.S. Atomic Energy Commission, 1974

(叶奇蓁 陆曙东)

## 反应堆保护装置 (reactor protection devices)

实施反应堆保护系统功能的硬件设备。主要由信号通道、逻辑列以及驱动器三部分组成;此外,还包括试验电路、旁通电路以及联锁电路(也称允许和禁止电路)等辅助设备。驱动器通常设置在专门的机柜内。保护装置一般形成若干个机柜,其规模取决于反应堆类型、反应堆保护参数的数量以及系统结构等因素。机柜内设有专门的供电电源、通风设备、仪表、信号指示及监测孔等。

**信号通道** 指反应堆监测过程参数(核参数或热工参数)信息从其传感器、变送器、放大器,经定值器给出的整定信号的比较,直到甄别器的仪表通道。在信号通道中用模拟量表示的信号经过甄别器后,变为以(0,1)表征的两态逻辑信号。当被测参数超过整定值时,甄别器翻转,并输出该通道的脱扣信号到逻辑列。

通常采用3~4个仪表信号通道来监测某一过程参数;对个别参数(如起动核功率测量参数),采用2个仪表信号通道,以遵循保护信号的冗余准则。大部分核电厂优先采用四通道设计,运用“四取二”符合逻辑。

核电厂内监测热工过程参数的传感器、变送器通常设置在被监测现场;而定值器、甄别器则安装在保护装置的机柜内。监测核参数的传感器同样设置在现场,而核测仪表,包括定值器、甄别器等,作为独立的仪器,设置在专门的机柜内。信号通道直接输出两态逻辑信号至反应堆保护装置。

**逻辑列** 即安全逻辑部分,在这里,对信号通道来的两态逻辑信号进行逻辑符合处理。

保护装置的符合逻辑的设计有局部符合和总体符合两种。局部符合是指:对每个保护参数的冗余仪表信号通道的两态逻辑输出信号先进行“四取二”或“三取二”的符合处理。处理后的输出信号再与其他经过同样符合处理的输出信号进行“n取1”符合处理。总体符合是指:先对某个冗余通道的每个保护参数信号进行“n取1”的符合处理,并且对不同冗余通道的输出信号再经过“四取二”或“三取二”的符合处理。然后,保护参数信号触发保护系统动作。总体符合的优点是结构简单,便于试验。局部符合的缺点是有较多的交叉连接,使试验、隔离问题变得复杂。但总体符合的误动作概率比局部符合的要高。

近期的核电厂反应堆保护装置大多采用几个冗余逻辑列,各逻辑列内进行同样的局部符合,它们的输出信号在再次进行符合后触发驱动器、控制保护系统动作。对不同的系统设计,其逻辑列的冗余符合原则亦不

同,可采用两个逻辑列“二取一”或三个逻辑列“三取二”或四个逻辑列“四取二”,等等。

**驱动器** 指控制执行机构的断路器。对不同的逻辑列冗余设计,将采取不同的断路器阵列设计。两逻辑列将采取“二取一”断路器阵列。而四逻辑列将采取“四取二”断路器阵列。两逻辑列中的旁路断路器用于一个通道的逻辑列和断路器在线试验时不产生误动作。

**试验电路** 用于对保护装置进行定期试验,以便发现故障及时维修。试验可在反应堆正常运行和停堆期间进行。有的试验电路是保护装置的一部分;有的则是外接式的,作为一个独立的装置,在试验时才和反应堆保护装置相连接。试验应该是全功能试验,包括信号通道、逻辑列以及驱动器的动作等试验。通常采用分段试验的方法,各段试验之间有良好的衔接和重叠。对于保护装置,现行的大多采用自动定期试验,近期开发的有可编程序器或微处理机构成的自动试验电路。

**旁通电路** 旁通电路分运行旁通和维护旁通两种。运行旁通电路可按运行工况的要求,切除保护装置中某一部分的功能,如功率量程运行时,切除低功率保护。维护旁通电路可在对装置进行试验、更换或维修时,旁路某一部分设备,使所在通道不致发生误动作。

**联锁电路** 用以使保护信号与某些运行参数相关联的电路(见反应堆停堆系统),可自动闭锁或自动恢复。

**监督和指示电路** 保护装置内还设有各类监督指示电路,对保护装置的运行模式(如正常工作、试验、旁通等),各通道、部件的工作状态进行监督、指示,必要时发出报警信号。

**保护装置的器件** ①逻辑元件:是保护装置的基本单元,有继电器构成的有触点逻辑元件,磁性固态组件构成的磁逻辑元件,以及集成电路式的固态逻辑元件。复杂的逻辑处理多半采用固态逻辑元件;输出功率大的执行部件则采用磁逻辑元件。②隔离部件:它使输出端的任何可能故障都不影响输入端所连接的设备的工作。可采用继电器式的接点隔离,电流、电压变换器的电磁隔离,以及光电耦合器的光电隔离。上述方式均能作到两侧没有电气上的公共端。简单的隔离方式有电阻隔离、二极管隔离、放大器隔离等,但两侧仍有电气上的公共端。

(华爱媛)

**反应堆材料** (reactor materials) 用于建造反应堆的材料,包括核燃料、冷却剂材料、慢化材料、

结构材料、控制材料、屏蔽材料等,它已形成一个材料体系。用于反应堆的材料,除了应具有一般工程材料所具有的性能外,还应有良好的核物理性能,以及能很好地与反应堆环境相容的特性。

对反应堆材料的研究,主要着重于其核物理性能、辐照效应、化学相容性等的研究,以及与其各种应用有关的性能研究。这种研究大大拓宽了材料科学技术的发展和应用。

**核燃料** 反应堆中使用的易裂变材料,有 $^{235}\text{U}$ 、 $^{233}\text{U}$ (铀)和 $^{239}\text{Pu}$ (钚)的金属、合金材料或其氧化物、碳化物、氮化物等陶瓷材料。二氧化铀是轻水反应堆使用最广的一种陶瓷核燃料。此外,核燃料还有弥散燃料和液态燃料之分。(见核燃料,铀,金属铀,二氧化铀,碳化铀,钚,铀钚混和陶瓷燃料,铀钚混和燃料)。

**冷却剂材料** 用于导出反应堆内核裂变产生的热量的工作介质材料,主要有气态的和液态的两类。常见的液态冷却剂材料有水、重水以及液态金属——钠、钾及钠钾合金、铯、铅铋合金等。常见的气体冷却剂材料有二氧化碳气体( $\text{CO}_2$ )、空气和氦气( $\text{He}$ )等。(见反应堆冷却剂材料)

**慢化材料** 在热中子反应堆中,用于将裂变中子慢化成热中子的材料,亦称慢化剂、减速剂(见中子慢化)。常用慢化材料有固态的和液态的两类。固态慢化材料有石墨、铍及氧化铍。常用的液态慢化材料有轻水(普通水)及重水,此外还有有机慢化材料。对于慢化材料,除了要求其具有优良的核性能外,还要求其有良好的工程使用性能。(见反应堆慢化材料)

**结构材料** 反应堆结构材料包括堆芯结构材料、燃料(棒)包壳材料以及反应堆压力容器材料、热交换器传热管材料(见压水堆蒸汽发生器传热管材料)等。选择商用反应堆结构材料时,应考虑其强度、韧性、耐腐蚀性以及铁素体钢抗辐照脆化的性能。核级高韧性低合金钢、不锈钢、镍基合金等广泛用作堆芯结构材料和反应堆压力容器材料。锆合金广泛用于燃料(棒)包壳材料和燃料组件结构材料。

**控制材料** 用于制造控制反应堆反应性的控制元件的材料,此类材料具有强吸收中子性质。这类材料有铪、银-铟-镉合金、含硼材料和稀土材料中的钐、钆、铕、钆以及它们的某些氧化物和碳化物。(见反应堆控制材料)

**屏蔽材料** 反应堆结构中用于减弱各种射线、避免使工作人员及设备遭受辐照损伤的设施所用的材料,主要有铅、铁、重混凝土、水等材料。(见反应堆屏蔽材料)

(桂运平)

fanyingdui cailiao fuzhao xiaoying

**反应堆材料辐照效应** (irradiation effect of reactor materials) 反应堆材料受射线辐照(主要是中子辐照)后其性能的改变。

**辐照对材料性能影响的机理** 材料受能量大于1MeV的快中子辐照时,其中被中子撞击的原子会产生离位现象。在串级碰撞后,材料中会出现由“Frenkel对”缺陷群组成的离位峰,同时,空位和间隙原子分别通过聚集、崩塌还会形成位错环、堆垛层错等。因为这些缺陷周围的应力场比较大,致使位错通过较难,从而引起材料硬化,随之伴生脆化。同时,因材料离位峰内间隙原子非常密集,在它们的剩余能和碰撞能的作用下,足以使局部微区迅速升到很高温度。所以与离位峰伴生的还有热峰,但因热峰体积很小,紧接着温度又急剧下降,这如同淬火,也会造成材料硬化和脆化。材料性能变化可由热中子辐照所引起。热中子可能被材料的主要组分的原子吸收,也可能被某些微量元素的原子所吸收,从而发生原子蜕变。例如 $^{10}\text{B}$ 原子受到中子轰击后发生 $(n, \alpha)$ 反应生成Li和 $\alpha$ 粒子;或者由于 $^{58}\text{Ni}$ 先转变成 $^{59}\text{Ni}$ ,然后由于 $(n, \alpha)$ 反应生成 $^{56}\text{Fe}$ 和 $\alpha$ 粒子, $\alpha$ 粒子蜕变生成氦气。缺陷的集合和氦气泡的形成对材料物理性能(密度、电导率、热导率、弹性模量等)、化学性能以及力学性能(强度、塑性、韧性、持久强度、蠕变强度、疲劳强度等)都有很大影响。

**辐照对不同材料性能的影响** 中子辐照对铀的损伤更为严重,因为其晶体点阵不仅受到快中子的作用,而且还受到裂变碎片的作用。在辐照作用下,铀制品的形状和尺寸都将发生变化,辐照使铀的蠕变明显加剧。

辐照使铍强度增加塑性降低。铍在反应堆中与中子发生核反应,会产生氦和氚。在一定中子注量辐照和温度条件下,由于氦和氚的扩散、聚集、膨胀,铍发生体积肿胀,其体积肿胀随辐照温度降低而增加。

镁的再结晶温度不高,辐照不会明显改变镁及镁合金的力学性能。

铝及其合金的再结晶温度较低,中子辐照可改善它们的力学性能。

辐照会引起石墨抗压和抗弯强度增加,热导率和电导率降低。辐照加快石墨的蠕变。石墨经受辐照时,在其内部积聚起潜在的能量,这种能量在石墨被加热到500℃以上时,将以热能的形式释放出来,当辐照中子注量达到 $10^{20}\text{n}/\text{cm}^2$ 时,潜能可达150J/g。如果这些能量突然放出来,将烧坏堆构件。所以,可以用保持石墨工作温度超过500℃的方法来减小或避免这种辐照破坏效应。石墨随着辐照中子注量和辐照温度的不同,在尺寸上会发生各向异性的变化。

辐照对退火锆的屈服极限、抗拉强度,延伸率和断

而收缩率等均不引起大的变化。对于锆-4 合金, 经过一定的快中子注量辐照后, 在室温和 280℃ 对其进行拉伸试验, 都发现有明显的辐照硬化现象。这种变化的特点是比例极限、屈服极限和抗拉强度增高, 而总的和均匀的延伸率下降。高中子注量辐照使锆合金发生辐照肿胀、蠕变加速, 尺寸改变。

铁素体类钢(碳钢、低合金钢)经中子辐照后, 其屈服极限升高, 同时其抗拉强度略有升高, 这使屈强比接近 1。辐照一般使铁素体钢材的塑性下降, 其延伸率下降最显著, 而其断面收缩率下降较少, 只有辐照在极高的中子注量时, 其断面收缩率才有显著的下降, 见图

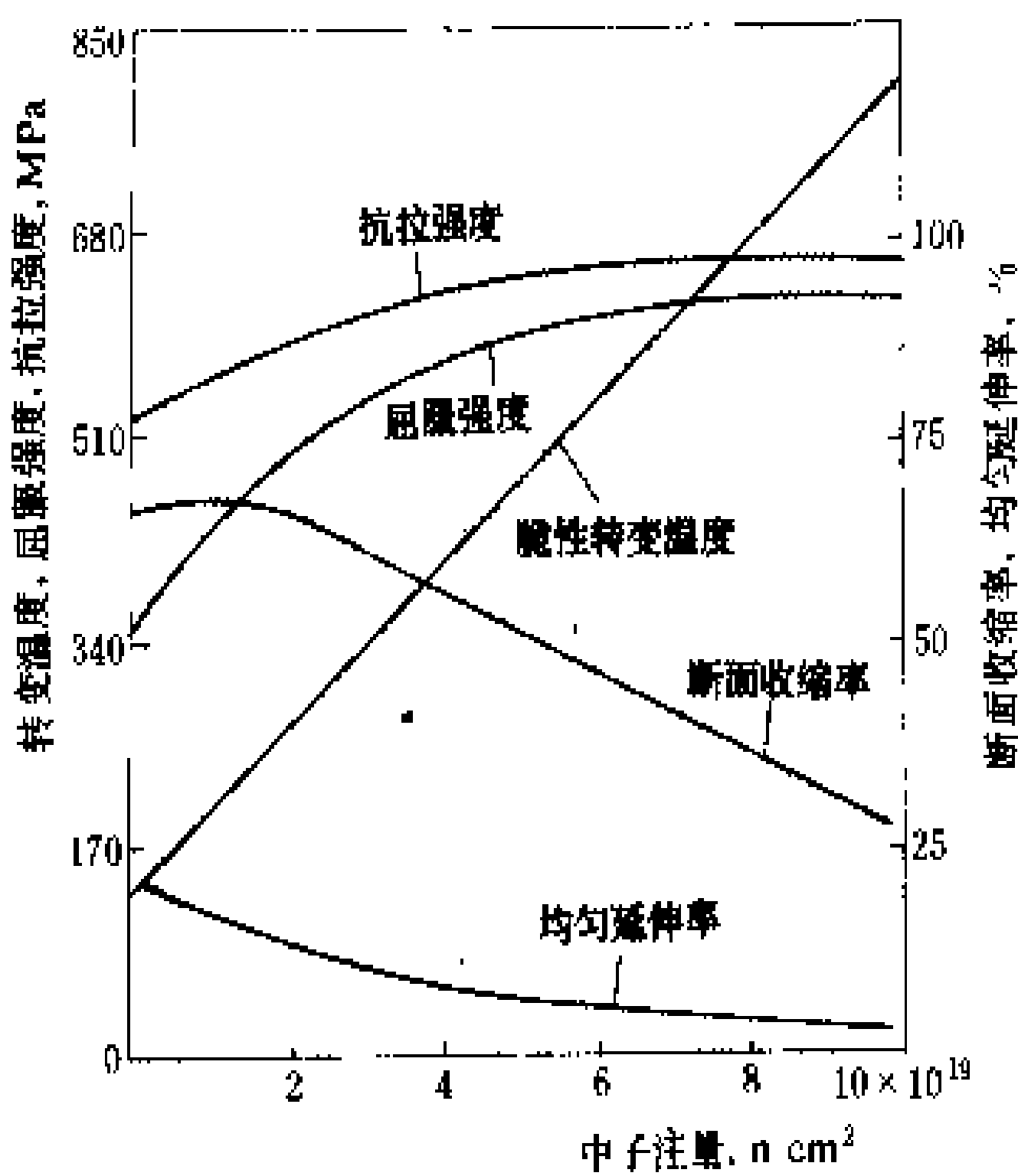


图1 在室温快中子辐照下含碳 0.35% 碳钢性能的变化

1. 辐照使这类材料断裂韧性降低、脆性转变温度提高和上平台冲击韧性降低。图 2 表示中子辐照对核压力容器钢平面应变

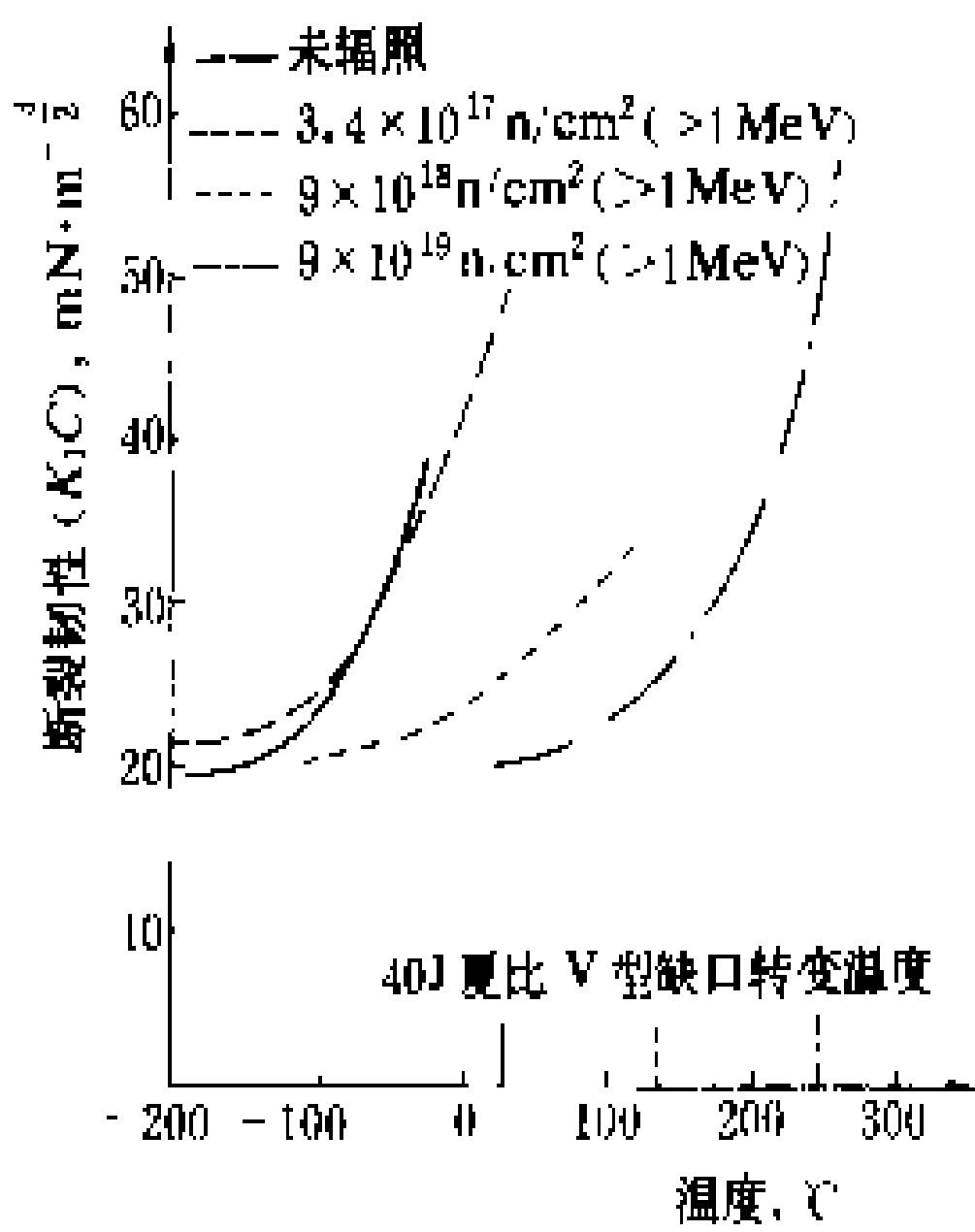


图2 中子辐照对 A302 B 钢断裂韧性的影响 (同 40J 夏比 V 型缺口转变温度的变化比较)

容器钢平面应变断裂韧性和 40J 夏比 V 型缺口冲击韧性转变温度的影响。评定辐照脆化的敏感程度, 一般用脆性转变温度的升高来衡量。对奥氏体钢的辐照损伤, 除了各种品格缺陷造成的损伤外, 还有作为微量杂质的<sup>10</sup>B 反应和由 N 及

各种合金元素的快中子 (n, α) 反应或者 (n, p) 反应所引起的所谓核转化造成的损伤。后一种情况引起的损伤尤为重要。在快堆中, 不锈钢的极大部分组分或元素都能通过 (n, α) 反应和 (n, p) 反应生成 He 及 H。

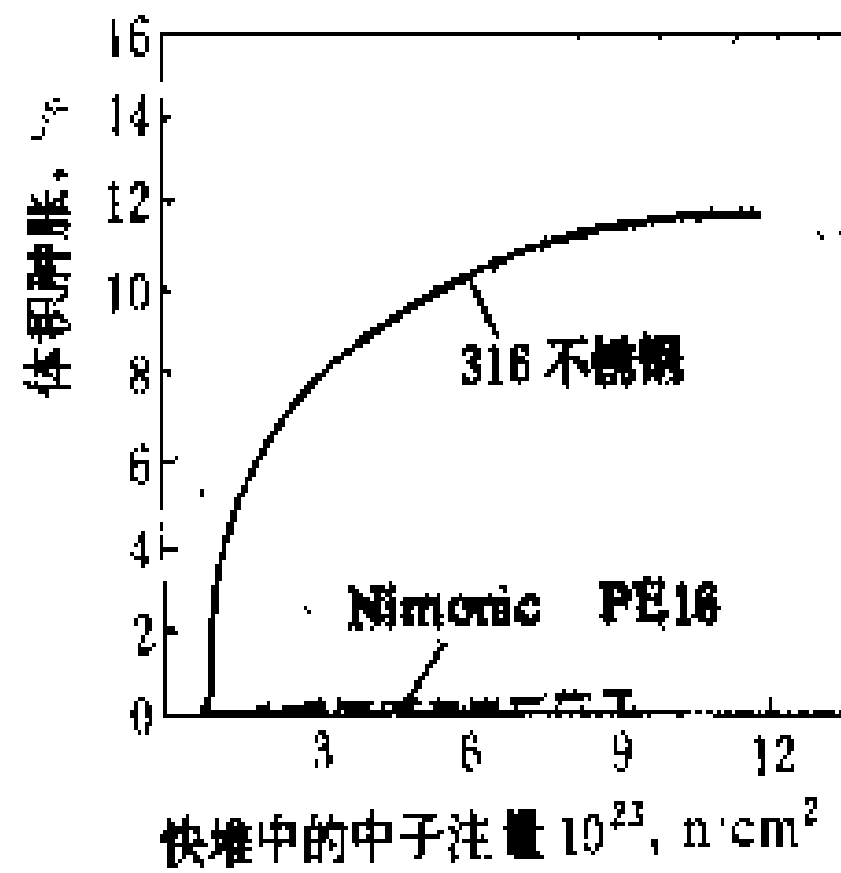


图3 在 525℃ 下, 受辐照的固溶处理的 316 钢和 Nimonic-PE16 钢所产生的肿胀

热中子堆中的杂质 B, 快堆中的杂质 N 对于 He 的生成起很大的作用。快堆燃料元件的奥氏体不锈钢包壳管, 要在高温和高中子通量密度条件下工作, 会产生辐照肿胀起皱、弯曲等形变, 冷变形可使肿胀减少。图 3 表示了 316 型奥氏体不锈钢和 Nimonic-PE16 钢

中所观察到的肿胀。图 4 表示了辐照肿胀与温度的关系。由该图可以看出: 冷加工材料比固溶处理的材料的

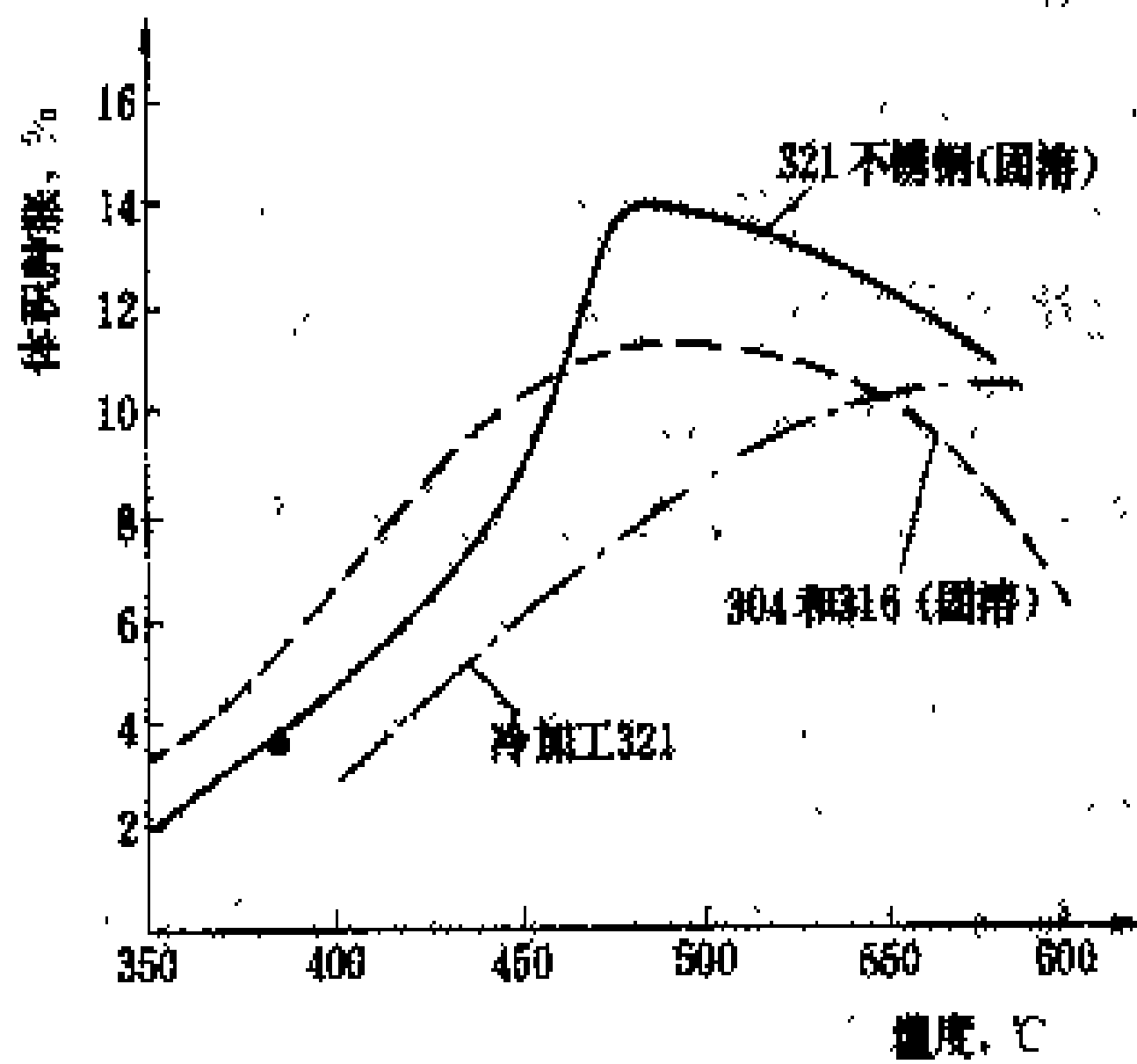


图4 不锈钢的肿胀随温度的变化 (当辐照到每个原子 60 个位移量时)

肿胀倾向小一些。Nimonic-PE16 的辐照肿胀倾向比奥氏体不锈钢的小得多。

在高温、强辐照下, 高合金钢也是会出现由核反应造成的氢脆和肿胀问题。但是, 肿胀将随着其含 Ni 量的增加而明显减少, 其含 Ni 量超过 40% 的 Ni 系合金, 不产生肿胀。同金属材料相比, 有机材料更易遭受辐照损伤。有机聚合物在受辐照情况下, 其内主要出现原子激发和电离, 造成其中的分子化学键断裂, 生成游离基, 最后, 或者恢复到原来的结合状态, 或断裂为小的分子, 形成链式结构, 即所谓交联键。辐照分解使一般聚合体的分子量减少, 软化温度下降, 而溶解度增加, 交联给出与此相反的结果。产生这种变化的程度和变化的速度, 因材料种类不同而有很大差异。有机材料

受到辐照，在其内所造成的低分子量的分子大部分是气体或使其内的分子失去氢原子，这是有机材料发生损伤的原因。例如聚乙烯，因为氢以气体形式散逸，所以中子慢化性能下降。对于其他聚合物来说，因为其辐照分解后生成  $\text{CH}_4$  和  $\text{C}_2\text{H}_4$  等并留存于材料之中，所以这类材料便发生肿胀和微裂纹，尤其在高温的场合下，其中会出现气泡状孔洞。

一般认为，材料的辐照损伤与其吸收的能量成正比，但是不同种类和能量的射线所产生的损伤程度也各相异。质子和  $\alpha$  射线等传能线密度高的射线辐照有机材料时，造成的损伤就大。例如，聚乙烯在反应堆内辐照后的损伤就比用  $^{60}\text{Co}$  的  $\gamma$  射线辐照造成的损伤大的多。这是因为，反应堆的射线中，高能部分多，又因为还有中子辐照，其损伤主要是反冲质子造成的。

影响辐照损伤的因素 影响钢辐照脆化的因素很多，但主要受下述三种因素影响甚大：①辐照中子注量越高，钢材晶体中的原子与中子碰撞的概率越大，随之离位原子数相应增加，辐照效应随之增大，但不是线性上升，而是按指数规律变化。②辐照温度愈高，点缺陷活动能力愈强，即空位和间隙原子易于相遇而复合消失，因此温度与辐照损伤一般呈相反方向的关系。③钢的成分、组织、晶粒粗细和加工工艺等因素对辐照影响比较敏感。一般规律是：钢中杂质和气体含量越多，晶粒和组织越粗，尤其是铸态组织，其辐照效应愈大。高温辐照时，Cu、Ni、P 三种元素对反应堆压力容器低合金钢辐照脆化影响很大。大量资料证实，Cu 对抗辐照性能危害较大（见图 5），其原因是钢中的残余 Cu 远

与辐照缺陷结合，形成难以退火的稳定缺陷团。为了减小 S、P 的危害，推荐： $P \leq 0.012\%$ ， $S \leq 0.015\%$ 。Ni 对抗辐照性能的影响比较大（见图 7），其原因除了它能促使 Cu 沉淀外，还与 Ni 降低了  $A_3$  点（扩大  $\gamma$  相）有关。因为在快中子撞击原子引起的热峰作用下，由于  $A_3$  点降低使超过固溶温度的微区（ $\sim 3\text{\AA}$ ）增多，随之被淬火的晶格数量增加，故使辐照效应变大。

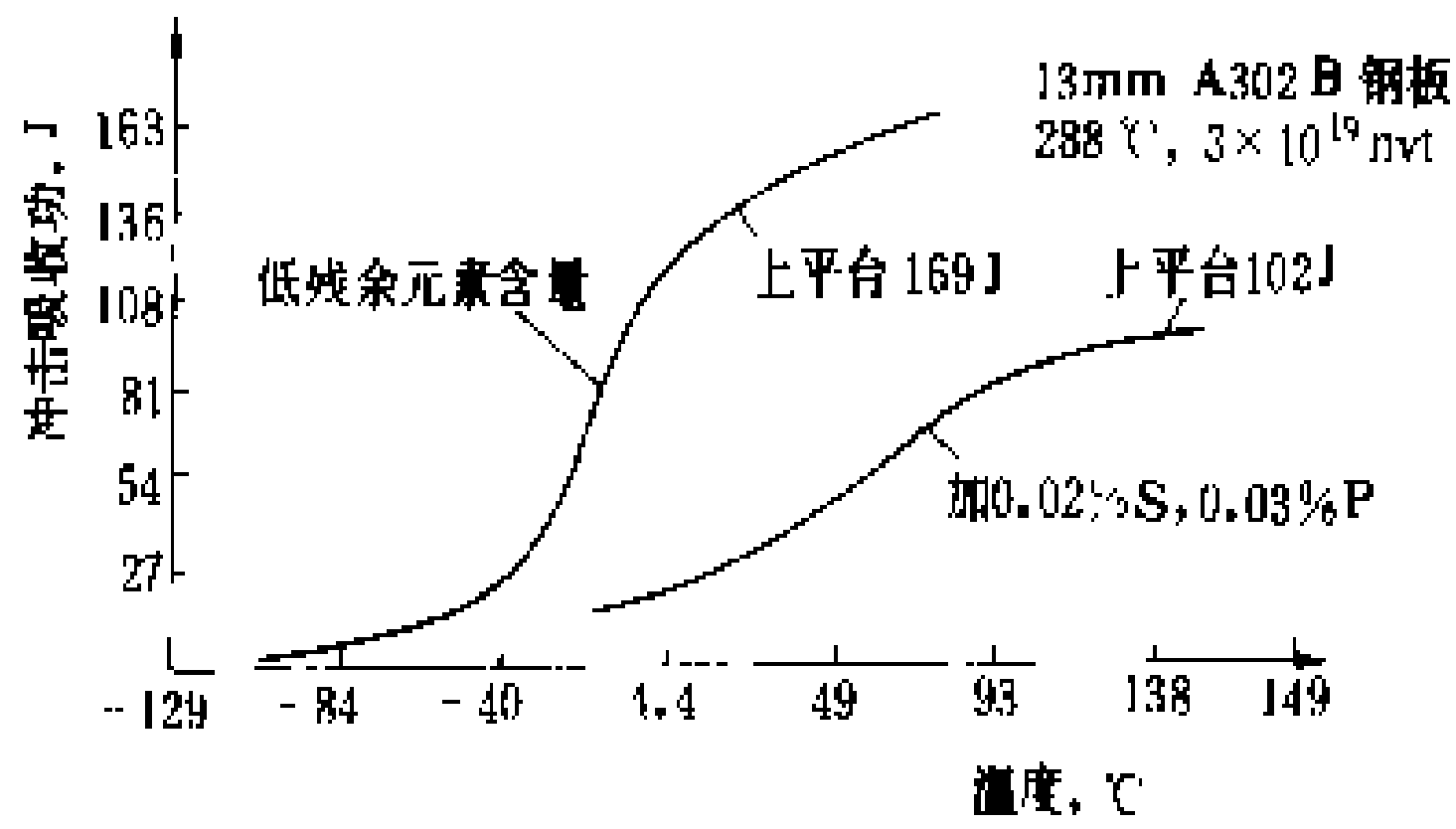


图 6 磷对 A302B 钢辐照脆化的影响

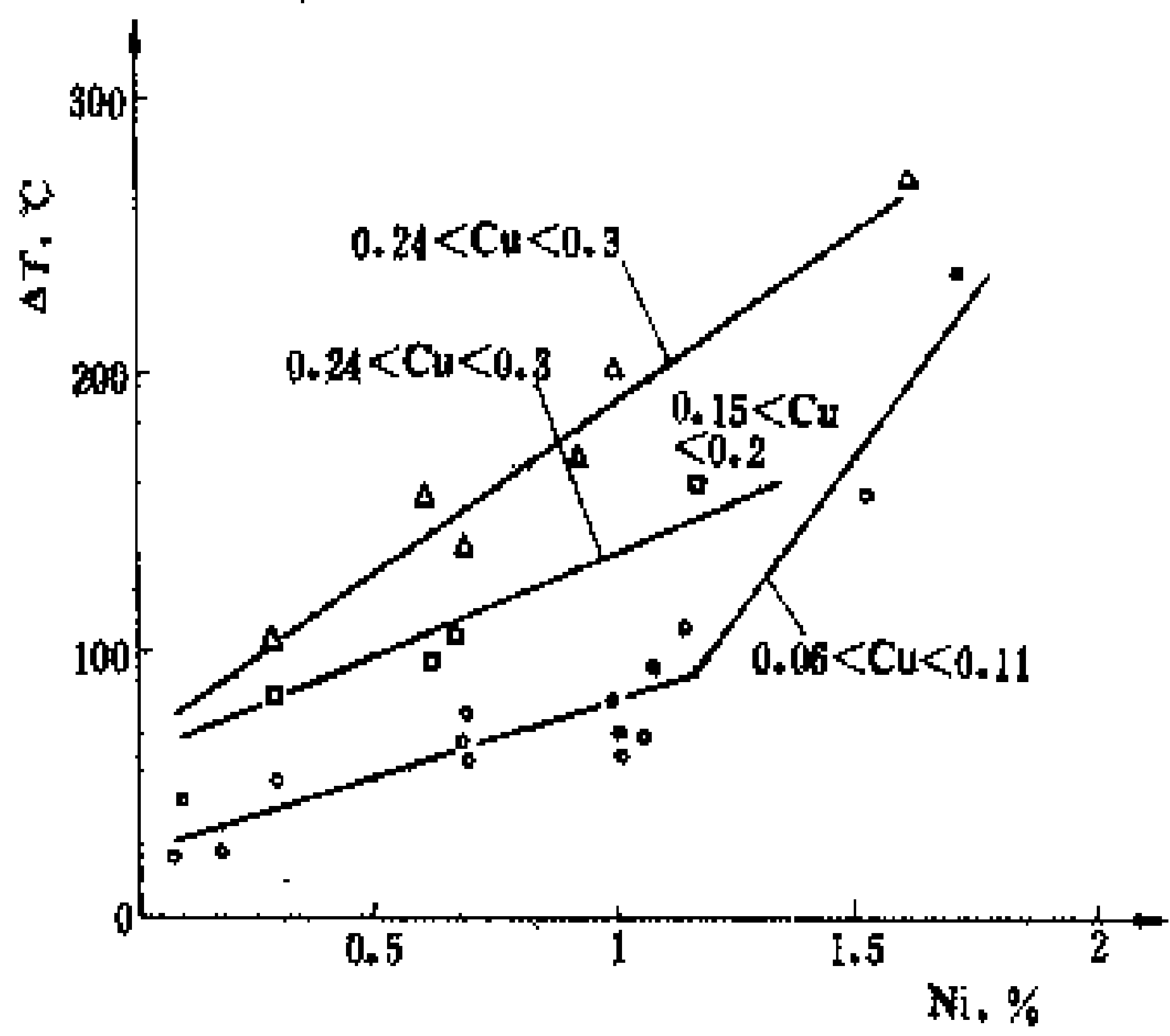


图 7 Ni 对辐照脆化的影响

辐照损伤的恢复 如果将受辐照损伤的材料加热到适当温度，其中辐照造成的点缺陷，如空位和间隙原子，在热激活能作用下易复合消失而恢复其性能。将辐照后的铀进行退火，在一定程度上可以恢复其抗拉强度和屈服极限，但是不能恢复塑性，其原因是由于铀的晶体点阵中引入了裂变碎片，并产生了微裂纹。  
(桂运平)

fanyingdui chuanre

反应堆传热 (heat transfer in nuclear reactor)

传热学理论在核反应堆工程及其安全学科中的具体应用，是研究热量在核反应堆系统中传递规律的一门科学。它解决热量在堆内如何传递和如何传输到堆外的问题，并确定堆内各部件和冷却剂的温度场，为反应堆热工设计提供分析数据。

堆内热量来源于堆内核裂变过程释放的裂变能。

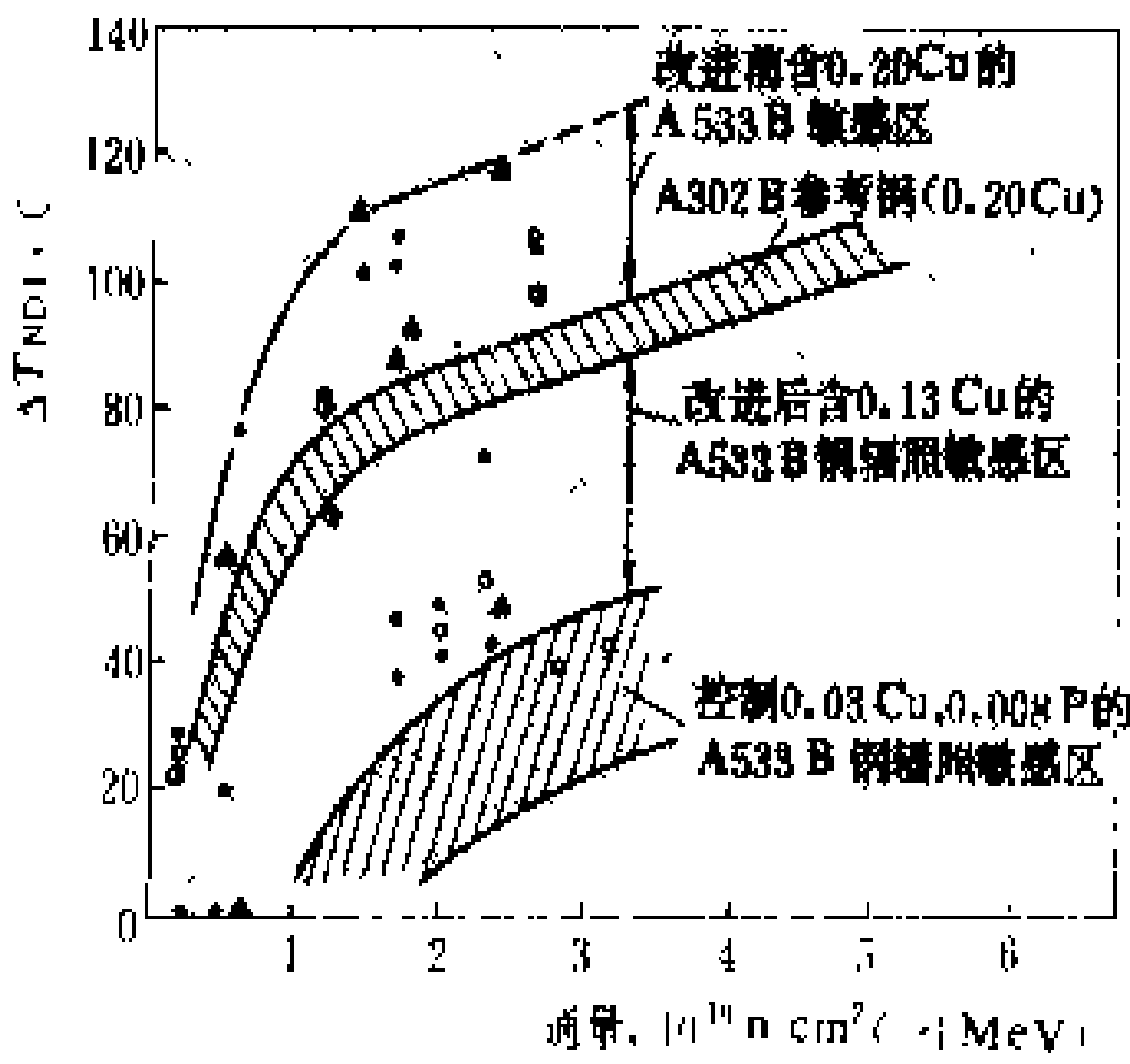


图 5 含 Cu 量对 A533 钢辐照脆化的影响 大于  $300^\circ\text{C}$  时的溶解度 ( $0.002$ )，以及辐照能使 Cu 的沉淀提高几个数量级。Cu 的沉淀物对串级碰撞产生的微空洞（空位积聚）起稳定作用，而微空洞是引起辐照脆化的重要原因。一般要求核容器用钢中 Cu 的含量低于  $0.10\%$ 。图 6 表示 P、S 对 A302B 钢辐照脆化的影响。这与 P 在钢中为置换元素有关。弥散的磷容易

因此，反应堆能够发出的最大功率基本上取决于安全地传输堆内产生的热量的能力。如果反应堆传热问题处理不当或这种热量不能及时排出，则将导致堆内材料因温度过高或热应力过大而破坏，甚至导致燃料元件烧毁的严重后果。此外，反应堆传热设计的优化与核能利用效益的提高密切相关。因此，研究反应堆传热，对确保反应堆系统安全，可靠地运行和改善核电经济性等方面都有着重要的意义。

堆内热量交换一般存在三种机制，即热传导（导热）、热对流（对流换热）和热辐射。在已运行的多数反应堆系统中，堆内热交换主要以热传导和热对流两种方式进行。但在高温气冷堆中，热辐射可成为实现堆内热量传递的重要途径（见高温气冷堆核电站），即热量可借助热辐射方式从燃料元件传递到石墨慢化剂，然后又通过热对流方式将石墨中热量传输给氦气冷却剂。此外，当反应堆发生严重事故时，堆芯辐射传热的作用将增强。对于采用固体燃料元件的反应堆，还须通过反应堆冷却剂的循环将热量传输出来，这就是堆内输热过程。因此，反应堆传热问题目前主要涉及堆内的导热，对流换热和输热三种过程。（见堆内导热、堆内换热和堆内输热）

反应堆传热问题基本上可借助传热学的基本理论和所发展的方法加以解决。但随着核电厂的发展，从安全性和经济性两方面来看，不仅要求各种工况的传热分析具有更高的精确度，而且对传热研究也提出一些崭新的课题，例如轻水堆核电站堆芯裸露后再淹没过程和堆芯熔化过程的传热研究等（见反应堆热工实验）。因此，虽然传热的基本原理没有变化，但更好的分析方法、更先进的实验技术和不断积累的研究结果正在推动着反应堆传热（包括传热学本身）这一学科不断有新的发展。

参考书目

霍尔曼著，传热学，马庆芳等译，北京：人民教育出版社，1979 (Holman J P. Heat Transfer. McGraw-Hill Book Company, 1976)

Wen-Jei Yang and Yasuo Mori. Heat Transfer in High Technology and Power Engineering. Washington: Hemisphere Pub. Co., 1987

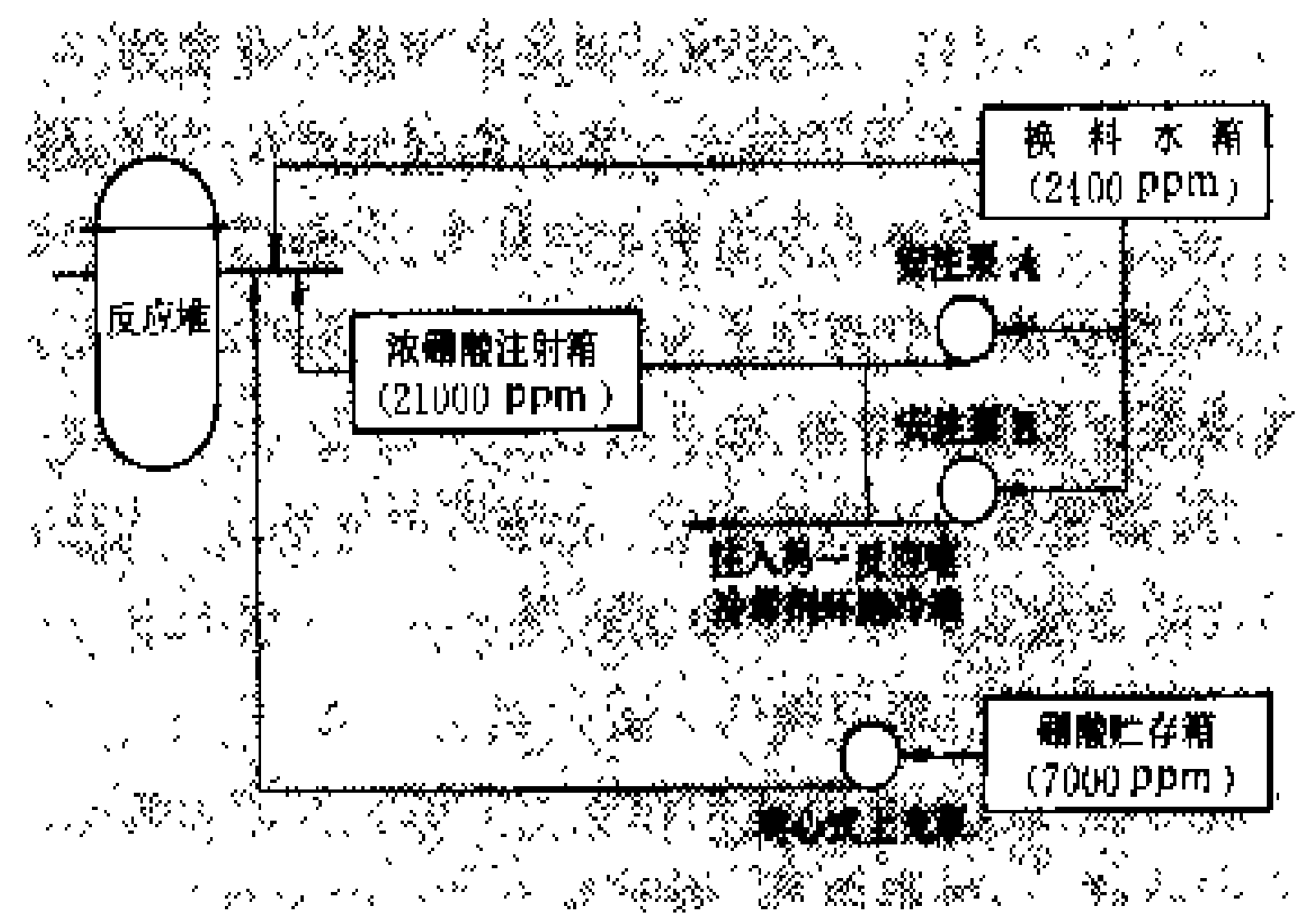
(郑文祥)

fanyingdui di er tingdui xitong

**反应堆第二停堆系统** (the second reactor trip system) 采用与反应堆停堆系统不同的反应性控制原理来停闭反应堆的系统。它是反应堆停堆系统的后备和补充，其功能是，当反应堆停堆系统万一失效时，能可靠地控制反应性的变化，包括氙耗尽所引

起的正反应性变化，以抑制反应堆的功率，保证燃料元件工作参数不超过设计的允许限值。该系统还能在冷态下使堆芯保持在次临界状态，以补充反应堆停堆系统的可控反应性的不足。第二停堆系统所采用的反应性控制方法是在反应堆冷却剂（压水堆、沸水堆）或慢化剂（重水堆）中加入硼溶液。该系统可在主控室手动操纵有效。

在压水堆或沸水堆中，注硼是通过两个途径实现的。其一是用安全注射泵，通过硼酸注射箱（充满高浓度的硼酸水）或直接将换料水箱中的含硼水注入冷却剂环路冷端，其二是通过离心式上充泵，将硼酸贮存箱中的浓硼酸水注入冷却剂环路冷端。见图。



硼酸注入系统

(陆曙东)

fanyingdui dongtai regong fenxi

**反应堆动态热工分析** (thermal dynamic analysis of reactor) 对反应堆系统热工参数随时间变化过程的分析。其中包括在反应堆运行过程中经常可能遇到的一些工况（例如：反应堆系统的正常启动，停闭和功率调节等），以及由于人为的误操作、设备故障或意外灾害等情况偶然造成的一些事故工况（例如：控制棒误动作、冷却剂流量丧失等）分析。

对各种可能出现的工况进行详细分析的主要目的是研究反应堆系统的安全性。论证在经常发生的那些工况中，不会造成包括燃料元件包壳在内的各道安全屏障的损坏；在可能出现的各种事故工况中满足有关安全规范的要求。

**工况分类** 通常，将反应堆可能出现的各种工况按预计出现的概率及放射性后果划分为四类。Ⅰ类，正常运行；Ⅱ类，中等频率事故；Ⅲ类，稀有事故；Ⅳ类，极限事故。（见运行工况、核电厂事故分类）

**运行限值** 为了保证反应堆安全运行，在各类工况下，反应堆一些过程参量应遵守的一些限制值。在我国的核安全法规 HAF0303 中，规定了核电厂运行限

值和条件。对运行限值和条件，根据其性质，可分为以下几类：①安全限值；②安全系统整定值；③正常运行的限值和条件；④监督要求。

安全限值 是指一些过程变量的限值。在此限值范围内，反应堆的运行是安全的。如果超过这些限制，就有导致释放大量的放射性物质、危及安全的可能。安全系统整定值是各种自动保护装置的触发点，这些保护装置可以提供保护动作，防止过程变量超过安全限值。制订反应堆正常运行限值和条件的目的是使正常运行值与安全系统整定值之间留有可接受的裕量，避免在正常运行工况下，安全保护系统经常投入。为保证遵守运行限值和条件所必需的监督要求包括安全系统的定期校核、试验、标定和检查。

基本的安全限值是指对燃料温度和(或)燃料包壳温度以及冷却剂压力的限制。燃料和燃料包壳的温度必须限制在能保证燃料的破损在可接受的程度以内。安全限值通常用燃料和(或)燃料包壳温度的最大可接受值来表示。

安全系统整定值和正常运行的限值在相应的安全导则中有详细规定。运行限值和条件是以核电厂及其环境的安全分析为基础，根据设计要求的实施结果和调试结果来确定的。

模型 对反应堆系统部件动态特性的物理和数字描述。对于水堆来说，在一个完整的动态分析程序中被模拟的对象有：反应堆堆芯、回路管道、蒸汽发生器、阀门、汽轮机、稳压器、控制保护系统等。通常采用带有时间变量的动态微分方程来描写被模拟对象。

堆芯模型中包括能量产生过程的模拟，它包括反应堆动力学方程及反应性计算。许多动态分析程序采

用点堆动力学模型。有在程序中采用一维甚至三维反应堆动力学方程，以扩大其处理动态过程的能力。反应性计算包括外加反应性(例如，控制棒移动、硼水注入等)及由于堆内一些热工参数(例如燃料温度、冷却剂温度及密度等)变化而引起的反应性反馈效应(见反应堆动态)计算。在停堆过程分析中，还应包括堆芯剩余释热的计算。

堆芯模型中还包括燃料元件热量传递的动态热传导过程(见堆内导热)；燃料元件表面到冷却剂热量传递的堆内换热过程；描写冷却剂在流道中输热及流动情况的质量、动量和能量守恒方程组(见堆内输热、反应堆流体力学)。冷却剂在流道中的流动情况，在某些情况下可能是单相流，在另外一些情况下也可能是两相流。

在反应堆事故过程分析中，还需要对一些重要的热工、水力学现象进行适当的模拟，例如临界流、闪蒸、再淹没传热、喷放传热等。

由上述模型构成的反应堆系统动态分析程序是一个很复杂的微分-代数方程组。对这样的方程组，难以得到其解析解。通常，采用适当的差分格式将其转化为代数联立方程组，在大型数字计算机上进行数值计算。

程序 早期的开发多集中在审批程序，即“评价模型”方面。为了遵守核安全管理当局规定的安全准则，这些程序在模化系统时都加入了若干“保守性”假定。近来，开发重点转向“最佳估算”程序，这些程序力求尽可能准确地模拟反应堆系统的真实动态过程。

表中列出几个轻水堆系统动态分析程序的主要特点。它们是目前使用比较广泛的，可以满足安全分析最佳估算要求的程序。

几个轻水堆系统动态分析程序

程序名	RELAP4/MOD7	RETRAN 02	TRAC/PIA-BDO	RELAP5
使用对象	PWR, BWR	PWR, BWR	PWR, BWR	PWR
模拟反应堆维数	一维	一维	壳内三维，回路一维	一维
流体动力学模型	均相平衡态加上滑移	均相平衡态加上滑移	两流体6方程 非均相不平衡	两流体5方程 非均相不平衡
反应堆动力学	点堆动力学	点堆动力学 一维	点堆动力学	点堆动力学
年代	1980年3月	1981年	PIA 1979年3月 BDO 1980年2月	1979年5月

运行特性分析 运行特性分析包括反应堆系统启动、功率运行及停运分析。

反应堆启动是指把反应堆从一定的停堆深度上进

行启动，并最终将其功率提升到所需功率水平，同时使之稳定运行的过程。

在反应堆正常运行过程中，可按反应堆启动前的



冷却剂温度及堆芯中毒状态的不同,分为冷启动及热启动两种。前者系指反应堆已停闭相当长时间,其温度接近室温,氙毒已基本消除的情况下的启动(新堆或更换堆芯后的首次功率启动也属此类);后者则指停堆后不久的再次启动,这时堆内中子源较强,还有一定的氙毒,而且冷却剂温度也接近工作温度。

冷启动既要使反应堆从次临界状态提升到临界状态,又要把冷却剂从常温、常压提升到预定的工作温度及压力。

图1给出了一座压水堆在其冷启动过程中的一些主要热工参数的变化。其启动的主要步骤是:首先通过充氮,使冷的循环回路升压到主泵的启动压力,并进行排气;在投入一台主泵的情况下,加热稳压器,降低稳压器水位,建立汽腔;投入所有主泵,并使反应堆临界;反应堆冷却剂系统及蒸汽动力设备加热;最后是汽轮发电机组升速及同步并网。

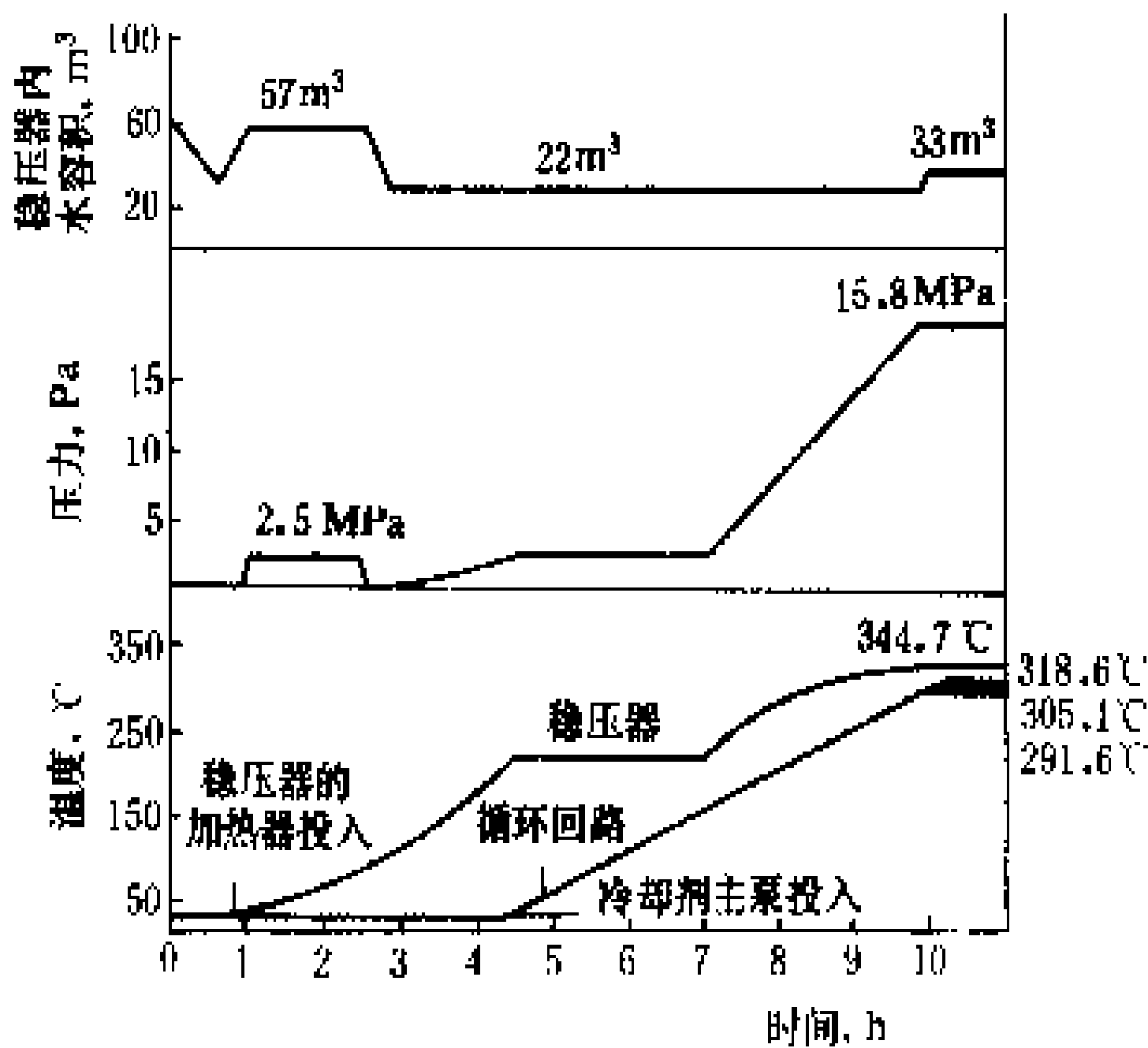


图1 压水堆冷启动图例  
(反应堆在50℃时临界)

按反应堆系统各功能部件投入顺序不同,可有多种启动方案。通过对其启动过程的详细分析,可以给出各功能部件最佳投入顺序及时间。同时应考查启动过程中的各有关系统参数的变化过程,以保证有关的运行限值不被超过。

图2给出的是一个压水堆系统的停运过程例子。其停运的主要步骤是:向堆芯内插入控制棒,并向反应堆冷却系统注硼;首先通过旁路,而后通过余热排出系统进行冷却;喷淋降压及主泵停运;直到系统降压到零。

通过功率运行分析,应给出从低功率到满功率负荷过程中的系统主要参数随负荷变化的情况。系统的负荷特性与控制方案有关,应就各种方案进行分析,找出最佳方案。(见核电厂正常启动与停闭,核电厂调试)

运行瞬变 系统负荷快速变化(包括阶跃及按线性增加或减少)引起的瞬变过程。

在系统负荷发生快速变化时,由于耦合作用,整个系统的参数都会发生一系列变化,对于压水堆来说,重要的是燃料及冷却剂温度的变化。对于沸水堆来说,堆芯空泡及主系统压力变化也是很重要的。这些变化引起的反应性反馈作用,使得反应堆功率从一个水平变化到另一个水平。

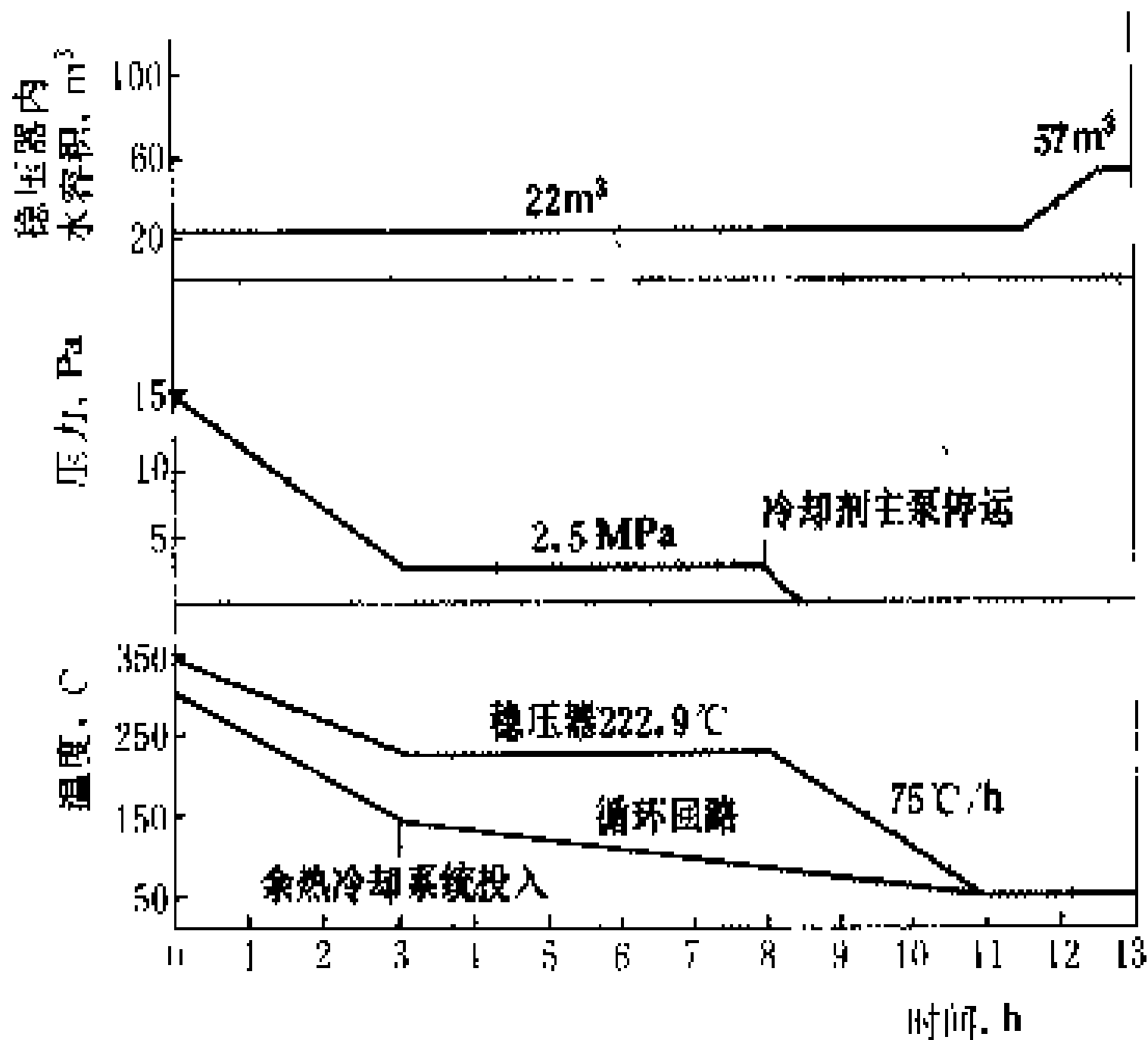


图2 一个典型压水堆的停运图例

图3给出无控制棒干涉情况下,反应堆功率跟踪汽轮机负荷变化的过程。

汽轮机负荷阶跃增加,汽轮机耗汽量也随之增加,引起蒸汽温度下降,导致反应堆冷却剂温度、燃料温度的下降。燃料及冷却剂温度的负反应性反馈效应,使得堆功率上升。由于系统的惯性、燃料及冷却剂温度的下降要滞后于汽轮机负荷的上升。堆功率的增加会导致燃料及冷却剂温度的回升,使堆功率的增加受到抑制,并且反应堆功率最终趋于新的、与汽轮机负荷相匹配的水平。从图中可以看出,在过渡过程的初期,堆

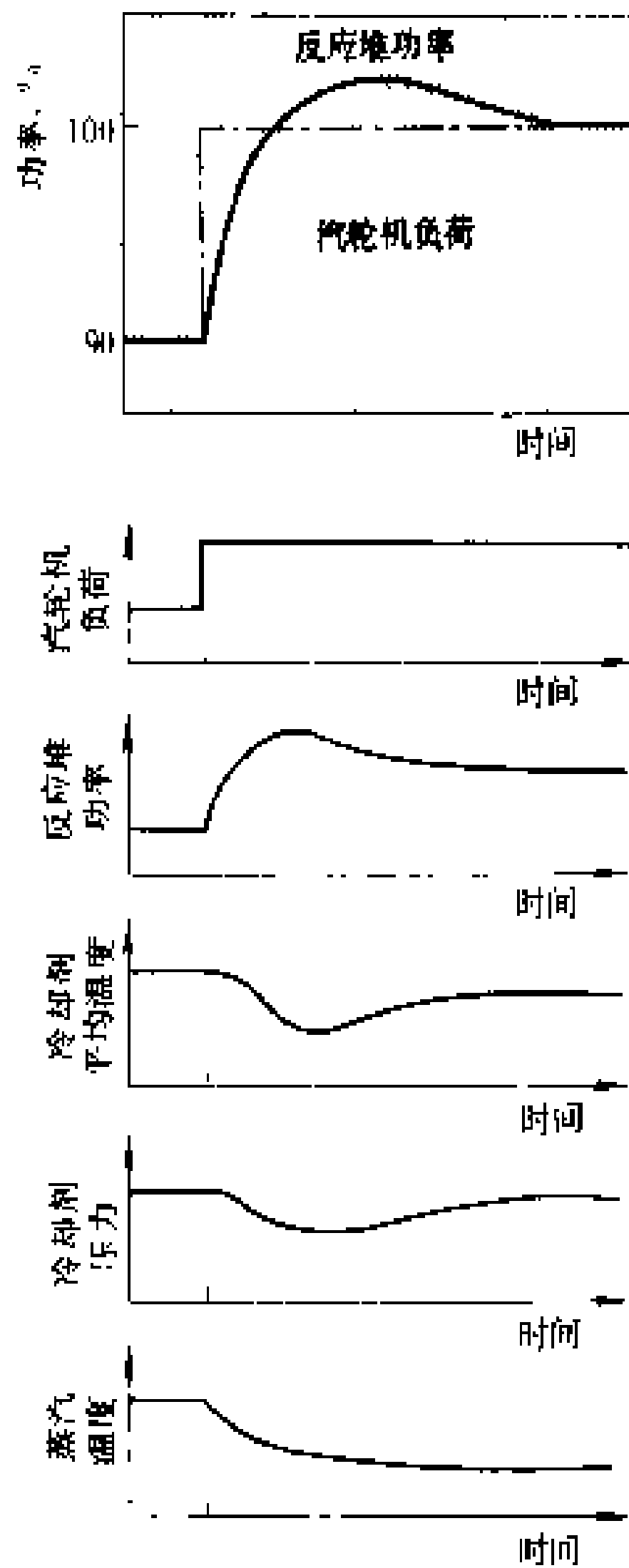


图3 汽轮机负荷突增时各运行参数的变化过程

匹配的的水平。从图中可以看出,在过渡过程的初期,堆

功率小于汽轮机负荷，这时要靠冷却剂降低温度放出的显热来补偿反应堆功率的不足。在过渡过程的后期，反应堆功率超出汽轮机负荷，这时超出部分能量用来补偿前期冷却剂中丧失的显热，使冷却剂温度基本恢复到原来水平。（见运行工况）

事故分析 见核电厂事故分析。

参考书目

琼斯编，核电厂安全传热，贺安全译，北京：原子能出版社，1988 (Jones OC. Nuclear Reactor Safety Heat Transfer. Washington: Hemisphere Publishing Corporation, 1981)

W. 奥尔德科布著，核电站压水式反应堆，荣辛译，北京：水利电力出版社，1986 (Olderkop W. Druckwasserreaktoren für Kernkraftwerke. München: Verlag karl Thiernig, 1979)

于平安，朱瑞安，喻真烷，孙启才编著，核反应堆热工分析，修订版，北京：原子能出版社，1986

(李金才)

fanyingdui dongtaixue

**反应堆动力学** (reactor kinetics) 研究核反应堆内中子通量密度随时间变化的规律和产生这些变化的物理原因的分支学科。

动态过程的时间特征，可将反应堆动态所涉及的问题大致分为三类：①瞬变过程：如堆的启动、堆的功率调节，以及反应堆事故所引起的各种瞬变过程等。②慢瞬变过程：如裂变产物引起的中毒，氙振荡等。这些过程进行得较为缓慢，往往长达小时一天的量级。③长期变化：如反应堆的燃耗、核燃料的转换与增殖（见转换比）等。这些变化是十分缓慢的，往往是以月、年累积计算的。

反应堆动力学主要是研究第一类瞬变问题。至于对第三类长期慢变化过程，常采用分阶段的静态分析方法。

反应堆动态方程 由于反应性的变化而引起堆内中子量度密度随时间的瞬时变化，往往由一组称之为反应堆动态方程的方程来描写。在工程上，为了描述方便起见，常采用点堆模型，即认为反应堆内各点的中子密度随时间变化的规律是一致的，而与空间位置无关。考虑缓发中子的点堆动态方程可以表达如下

$$\begin{cases} \frac{dN}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} N + \sum_{i=1}^I \lambda_i C_i + S \\ \frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} N - \lambda_i C_i, \quad i=1, 2, \dots, I \end{cases} \quad (1)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} N - \lambda_i C_i, \quad i=1, 2, \dots, I \quad (2)$$

式中  $N$  为堆内中子密度； $C_i$  为第  $i$  组缓发中子先驱核浓度； $\beta$  代表第  $i$  组缓发中子的份额（见裂变反应）， $\beta = \sum_{i=1}^I \beta_i$  是缓发中子所占裂变中子数的总份额； $\lambda_i$  为第  $i$

组缓发中子先驱核的衰变常数，缓发中子是由几种高激发的裂变碎片（即先驱核）在经过  $\beta$  衰变后的核跃迁过程中释放出来的； $S$  为外中子源； $\Lambda$  为中子一代的平均时间； $\rho$  为堆的反应性。

方程 (1) 表示堆内中子密度随时间的变化率是由裂变所产生的瞬发中子和缓发中子以及外源所产生的中子引起的。方程 (1) 中右端的第一项代表单位体积内瞬发中子的净产生率，右端的第二项代表单位体积内各先驱核在单位时间内衰变所产生的缓发中子总数； $S$  为外中子源。方程 (2) 描写堆内先驱核浓度随时间的变化。方程 (2) 的右端第一项代表因裂变而产生的先驱核浓度的增加率；右端第二项代表该先驱核因衰变而造成其浓度的减少。缓发中子的延发性质对堆的动态特性有重要影响。

在反应性  $\rho$  为常数的情况下，堆内中子密度的变化与反应性  $\rho$  有一个简单关系，这一关系常用反应性方程或倒时方程来表示。可以证明，在  $\rho$  发生阶跃变化，由 0 变为常数  $\rho_0$  时，方程 (1)、(2) 的解是诸指数项之和， $N(t) = \sum_{j=0}^I A_j e^{\omega_j t}$ ，其中， $A_j$  为各指数项的系数，由初始条件决定。 $\omega_j$  满足方程式  $\rho_0 = \Lambda \omega + \sum_{i=1}^I \frac{\beta_i \omega}{\omega + \lambda_i}$ ，即反应性方程或倒时方程，它是联系  $\rho_0$  与  $\omega$  的关系式。这个方程有  $(I+1)$  个根，其中  $I$  个根为负实数，而另一个根为符号与  $\rho_0$  的符号相同的实数。当  $\rho_0$  为正值时，倒时方程有一个正根。此时式中除一项  $A_0 e^{\omega_0 t}$  外，所有的指数项都是随时间而衰减的。因而，当时间足够长以后，堆内中子密度的变化主要由第一项来决定，即  $N(t) \sim A_0 e^{\omega_0 t}$  其中， $\omega_0$  的倒数  $T = \frac{1}{\omega_0}$ ，称为反应堆周期  $T$ ，它代表当瞬变项衰减后，堆内中子密度变化  $e$  倍所需的时间。倒时公式如果用堆周期来表示，则有  $\rho_0 = \frac{\Lambda}{T} + \sum_{i=1}^I \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i T}$ ，反应性可根据此式用测得的堆周期  $T$  来衡量。在实用此公式时，考虑到缓发中子的初始能量和瞬发中子的初始能量的不同， $\beta_i$  需要修正，用  $(\beta_i)_{eff}$  来代替。对于热中子反应堆， $(\beta_i)_{eff}$  一般大于  $\beta_i$ ；对于快中子反应堆  $(\beta_i)_{eff}$  可能大于  $\beta_i$ ，亦可能小于  $\beta_i$ ，根据具体情况而定。

在普遍的情况下， $\rho$  是随时间变化的，则点堆动态方程是一个非线性的微分方程。它的求解，一般采用数值解法。在有反馈的情况，需要了解堆内各种参数的变化所引起的反应性的变化，各种反应性系数反映了这种变化率。同时要匹配一些反映该参数随时间与堆功率变化关系的方程组，如堆热工水力学方程等，联立求解。涉及这些动态问题，往往称之为反应堆动力学。

当中子通量密度的空间分布发生局部激烈变

化时,点堆动态方程不适用,解决这类动态问题,需要解空间一时间相关的中子动态方程,这方程一般是很复杂的。它的求解,只能采取数值计算方法,或半数值的近似方法,在近似方法中,常用有效的方法有以下两种:因子分解法(或称准静态方法)和综合法。

#### 参考书目

黄祖洽著.核反应堆动力学基础.北京:原子能出版社,1983

Hetrick D L. Dynamics of Nuclear Reactors. Chicago: University of Chicago Press, 1971

Ziya AKcasu Lellouche GS& Shotkin LM. Mathematical Methods in Nuclear Reactor Dynamics. New York and London: Academic Press, 1971

(胡大璞)

fonyingdui jiegoulixue

**反应堆结构力学** (structural mechanics in reactor technology) 应用工程力学的原理和方法研究反应堆工程建造时所需力学问题的一门分支学科。其主要内容涉及固体力学、流体力学、材料学、传热学以及土力学等有关学科。

**研究对象和内容** 反应堆结构力学主要研究对象为反应堆工程中的结构、设备和管系。主要研究内容有:

(1) 应用热弹塑性、热粘弹性和极限载荷的理论来分析反应堆工程各种设备和部件(如反应堆燃料元件、固体慢化剂、反应堆支承结构、反应堆压力容器、管系和安全壳等)的应力、变形、稳定性和极限载荷。

(2) 分析反应堆工程中各种设备和部件在机械和热循环载荷作用下的应力与应变的安定性和疲劳。

(3) 分析反应堆压力容器、燃料元件和管系中裂纹的传播和断裂。

(4) 分析反应堆工程部件和管系在流体压力脉动、中子脉动、热冲击、地震和失冷载荷作用下的动态响应。其中包括反应堆工程部件的力学性能、流体和结构的相互作用以及土壤和结构的相互作用问题。

(5) 对将要发展的核聚变反应堆的第一壁结构和电磁结构作结构力学分析。

解决反应堆结构力学问题时要遵守国际原子能机构(IAEA)和国家核安全机构颁布的安全导则和工程规范。用反应堆结构力学方法分析的结果应符合安全导则的要求并按规范逐条评定。

**工况和载荷的确定** 在压水堆结构力学分析中,考虑的工况或瞬态是比运行瞬态保守的设计瞬态。设计瞬态分设计工况、正常工况、异常工况、紧急工况、

事故工况和试验工况。由于管系和设备之间以及不同的设备之间功能不同,涉及的工况和对应的载荷以及热工参数也有差异。通常是按安全标准、设计思想和运行经验,由分析反应堆热工-水力学的部门提供一个比运行工况偏于保守的工况作为分析中考虑的工况,同时应提供此工况相应的发生次数、温度、压力载荷和热工参数作为分析的依据。

工况确定后,接着要确定与设计工况相应的设计载荷,包括:内压、螺栓力、弹簧力或阻尼器的反力、静重和运行基础地震载荷等。而作为详细结构设计依据的正常、异常、紧急和事故工况又统称为使用工况,其相应的载荷称为使用载荷,它指冷却剂温度和压力变化所产生的温度和压力载荷,冷却剂流动引起的振动,泵阀传递的机械振动、失水事故时主管道破裂引起的载荷等。其中地震载荷分为运行基准地震(OBE)载荷和安全停堆地震(SSE)载荷两种。前者在设计载荷和异常工况中考虑,后者在事故工况中考虑。

对安全壳,还要考虑龙卷风、安全壳附近的爆炸、内部飞射物和飞机坠毁等事故载荷。

**分析方法** 反应堆结构力学中采用解析法、有限差分法和有限元法,有时也借助于实验力学的方法,其中广泛应用的是有限元法。目前,已开发的许多通用的线性和非线性结构有限元计算机程序和反应堆核工程的专用计算机程序。利用这些程序,能自动划分网格、计算稳态和瞬态温度场、应力场,进行应力、疲劳、断裂和蠕变的分析和评定,模态分析和动态响应分析。这些计算机程序还能解决燃料元件及高温堆设备和管系的热应力和蠕变分析问题;其动态响应分析的功能,能求频率、振型和加速度,也可采用直接积分法求位移、速度、加速度和动应力时程。分析所得的应力分布按应力分类和按不同的工况和不同的失效型式评定。

**力学模型** 以压水堆为例,在静态和准静态应力分析中,安全壳、压力容器、堆内构件、燃料棒、蒸汽发生器、稳压器和主泵的壳体均简化为轴对称问题、吊篮底板、蒸汽发生器的管板等视为具有折算弹性模量和折算泊松比的当量实心板。燃料组件、蒸汽发生器传热管和管系视为梁。弹性压紧环和密封环等视为环。安全壳的楼板视为板、其墙和柱视为柱。

另外,在动态响应分析中,对浸入水中的工程部件要计入附加水的质量。对这些问题的处理,有考虑流体结构耦合效应的柔性壁解和不考虑流体结构耦合效应的刚性壁解,后者偏于保守。对于快中子增殖堆,流体和结构的耦合问题显得很重要。

通常,反应堆结构力学中采用的力学计算模型,在考虑整体效应时采用线弹性解,考虑局部效应时采用非线性的几何关系和材料性质。

发展概况 由于确定性理论的过于保守，基于概率论的随机理论在反应堆结构力学研究中得到了重视。如随机振动理论在燃料组件和蒸汽发生器传热管水流振动分析中已被采用。地震响应分析的随机理论、随机疲劳和随机断裂破坏的理论正在向纵深方面发展。可靠性分析在安全壳、设备和管系分析中已进入实用阶段。反应堆结构力学也是概率安全分析(PSA)的重要组成部分。实验力学方面：激光光弹性力学、激光测振，中子噪声测量等实验技术已在反应堆结构力学研究中逐步应用。

(韩良弼)

fanyingdui kongzhi cailiao

反应堆控制材料 (reactor control materials)

用于制造具有显著吸收中子特性以控制反应堆反应性的控制元件和液体中子吸收剂的材料，亦称中子吸收材料。

对反应堆反应性的控制，一般均采用将中子强吸

收材料制成控制元件和液态中子吸收剂后放入堆芯的方法，其方式有棒束控制、液体中子吸收剂控制和固体可燃毒物控制三种：棒束控制通常用 Ag-In-Cd 合金、碳化硼等中子吸收材料作成棒状或板状控制元件，并通过将它插入或提出堆芯而进行反应性控制（见控制棒驱动机构）。液体中子吸收剂（如硼酸溶液）及固体可燃毒物（如硼硅酸盐玻璃）控制则直接将这种元件和液体中子吸收剂加入堆芯进行控制。液体中子吸收剂控制是通过改变其在冷却剂中的含量进行的。固体可燃毒物随着燃料的燃耗而消耗，通常仅用作补偿首炉燃料的剩余反应性。对于压水堆，由于要求控制的反应性大，通常采用棒束控制、液体吸收剂和固体可燃毒物联合控制（见控制组件）。

控制材料最重要的性能是中子吸收截面必须足够大，常用的中子吸收材料有 Gd、B、Cd、In、Hf 和 Ag 等材料或含这些材料成分的合金与化合物。以上几种材料元素的中子微观吸收截面及其与中子能量有关的共振吸收峰见表。

几种常用元素的中子微观吸收截面及其共振吸收峰

元 素	主要核反应	丰 度 (%)	微 观 吸 收 截 面 $\sigma_a$ (b)	
			0.025 eV	共振吸收峰的 $\sigma_a$ 及对应能量 (eV)
$^{10}\text{B}$ ( $^{10}\text{B}$ ) <sup>*</sup>	$^{10}\text{B} (n, \alpha)^7\text{Li}$	18.8	3837 (760)	
$^{107}\text{Ag}$ $^{109}\text{Ag}$ ( $^{10}\text{Ag}$ )	(n, $\gamma$ )	51.4 48.6	35 92 (66)	1225 (16.6), 466 (42) 25720 (5.1), 174 (31)
$^{113}\text{Cd}$ ( $^{11}\text{Cd}$ )	(n, $\gamma$ )	12.3	2000 (2550)	63415 (0.175)
$^{115}\text{In}$ $^{115}\text{In}$ ( $^{11}\text{In}$ )	(n, $\gamma$ )	4.3 95.7	12 203 (196)	1977 (2.7) 2926 (1.46), 867 (3.8), 1044 (9.1)
$^{155}\text{Gd}$ $^{157}\text{Gd}$ ( $^{11}\text{Gd}$ )	(n, $\gamma$ )	14.7 15.7	61000 240000 (3600)	8500 (2.7), 3540 (6.4) 6370 (17)
$^{174}\text{Hf}$ $^{176}\text{Hf}$ $^{177}\text{Hf}$ $^{178}\text{Hf}$ $^{179}\text{Hf}$ $^{180}\text{Hf}$	(n, $\gamma$ )	0.16 5.2 18.5 27.1 13.8 35.2	400 30 370 80 65 10	900 8090 1610 500 18

\* 元素栏内带括弧的为天然元素。

硼 常用含硼材料有：①B<sub>4</sub>C。熔点 2450℃，密度 2490kg/m<sup>3</sup>，不受酸和碱的侵蚀，但不耐高温水腐蚀。在沸水堆中，常用碳化硼粉末包以不锈钢包壳做成十字形控制棒，而在快中子堆中，则常用碳化硼烧结块包

以不锈钢包壳做成细棒组件。由于硼受辐照后产生氦，所以这种控制件有较大的肿胀问题。②硼硅酸盐玻璃。常用 Pyrex 玻璃，热膨胀系数小，耐热性好，制造容易，价格便宜，但辐照肿胀率较大。它常用作压水堆固体可

燃毒物。③硼不锈钢。含硼 3%以下的硼不锈钢用于气冷堆的安全棒、粗调棒和展平堆内中子通量密度用的吸收棒。④硼酸溶液。一般用于压水堆,通过改变慢化剂中所含硼酸浓度以补偿堆芯反应性的慢变化或补偿跟踪负荷运行的反应性变化。

铪 密度 13300kg/m<sup>3</sup>,熔点 2150℃,热中子吸收截面不大,但在共振能区有许多吸收峰,因此是一种核性能很好的反应堆控制材料。铪吸收中子后先后生成六种稳定同位素,它们均有较高的吸收中子能力,因此使用很长时间仍保持其吸收中子能力。主要缺点是价格高。

Ag-In-Cd 合金 其中子吸收能力与铪相当,密度 10170kg/m<sup>3</sup>,熔点 775~825℃,力学性能适中,耐高温水腐蚀、耐辐照,常用作压水堆的控制棒材料。

钆 中子吸收能力极强,常以钆的化合物形式使用。压水堆中已采用含有 Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 的燃料棒作可燃毒物棒,它被直接布置在燃料组件中,因而展平局部功率分布效果好。Gd<sub>2</sub>NO<sub>3</sub> 用于重水堆紧急停堆的注射溶液。

(张裕林)

fanyingdui lengqueji cailiao

**反应堆冷却剂材料** (reactor coolant materials) 用作冷却反应堆堆芯,并将在堆芯中释放出来的热量带出反应堆的工作介质的材料。

对反应堆冷却剂的主要技术要求是:①具有良好的热物理性质(比热大,密度高,热导率大,熔点低,沸点高,蒸汽压力低等),以便在较小的传热面积情况下,便可从堆芯带出较多的热量;②热中子吸收截面小(特别是对热中子反应堆),感生放射性弱;③粘度低,

以使反应堆冷却剂泵(见压水堆一次冷却剂泵)耗功小;④在反应堆中有良好的热稳定性和辐照稳定性;⑤与核燃料和结构材料有良好的相容性;⑥价廉,容易获得。

热中子反应堆常用的冷却剂材料有:轻水、重水、二氧化碳和氦气等。快中子反应堆常用冷却剂材料有液态金属,如钠或钠钾合金。各种反应堆冷却剂材料的性能见表。

轻水 在轻水堆中,轻水既作为反应堆冷却剂又作为中子慢化剂。它的优点是:用于循环冷却剂的耗功小,传热性能好,容易获得。缺点是其中子吸收截面较大,沸点低,和为防止反应堆冷却剂系统中设备的腐蚀需要对水质严格控制,且要求使用抗腐蚀的材料。

重水 重水的热物理性质与轻水大致相同,它的优点是其中子吸收截面小。因此重水堆可用天然铀作核燃料;缺点是价格昂贵。

二氧化碳和氦气 它们的优点是:中子俘获截面小,腐蚀作用小,无相变、无毒,容易获得高的反应堆冷却剂温度。目前发展的是用氦作反应堆冷却剂的高温气冷堆。这种反应堆的出口温度可达 750℃以上。缺点是传热性能差,密度低,价格较高,且易于泄漏。因此系统要求有较高的气密性。

液态金属钠 过去曾采用钠-钾合金,现已很少采用。液态钠具有良好的传热性能,比热适中,因此是快中子增殖堆良好的冷却剂。但由于其热中子吸收截面大,故一般只用于快中子增殖堆。它的缺点是腐蚀作用强,在空气中会强烈燃烧,因此要求系统有良好的密封性。

反应堆冷却剂材料性能表

材 料 性 能	轻 水	重 水	二氧化碳	氦	钠 (58)
分子式	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	CO <sub>2</sub>	He	Na
分子量	18.06	20.03	154.2	4.0	22.98
密 度 (g/cm <sup>3</sup> )	1	1.10			0.832
粘 度 (kg/ (h · m))	0.2975	0.327	0.120	0.1394	
蒸汽压 (mmHg)	7.98×10 <sup>4</sup> (589K)	8.22×10 <sup>4</sup>			
熔 点 (℃)	0	4			97.8
沸 点 (℃)	100	101			881.0
比热 c <sub>p</sub> (J/ (g · ℃))	1.54	1.68	0.283	1.245	0.302
热导率 [W/ (m · K)]	0.5088	0.5088	0.0567	0.275	28.29
熔化热 (J/kg)	333.78×10 <sup>3</sup>	333.78×10 <sup>3</sup>	1.625×10 <sup>3</sup>	1.709×10 <sup>3</sup>	113×10 <sup>3</sup>
吸收截面 (b)	0.66	0.0011	0.0049	0.007	0.400

(杜圣华)

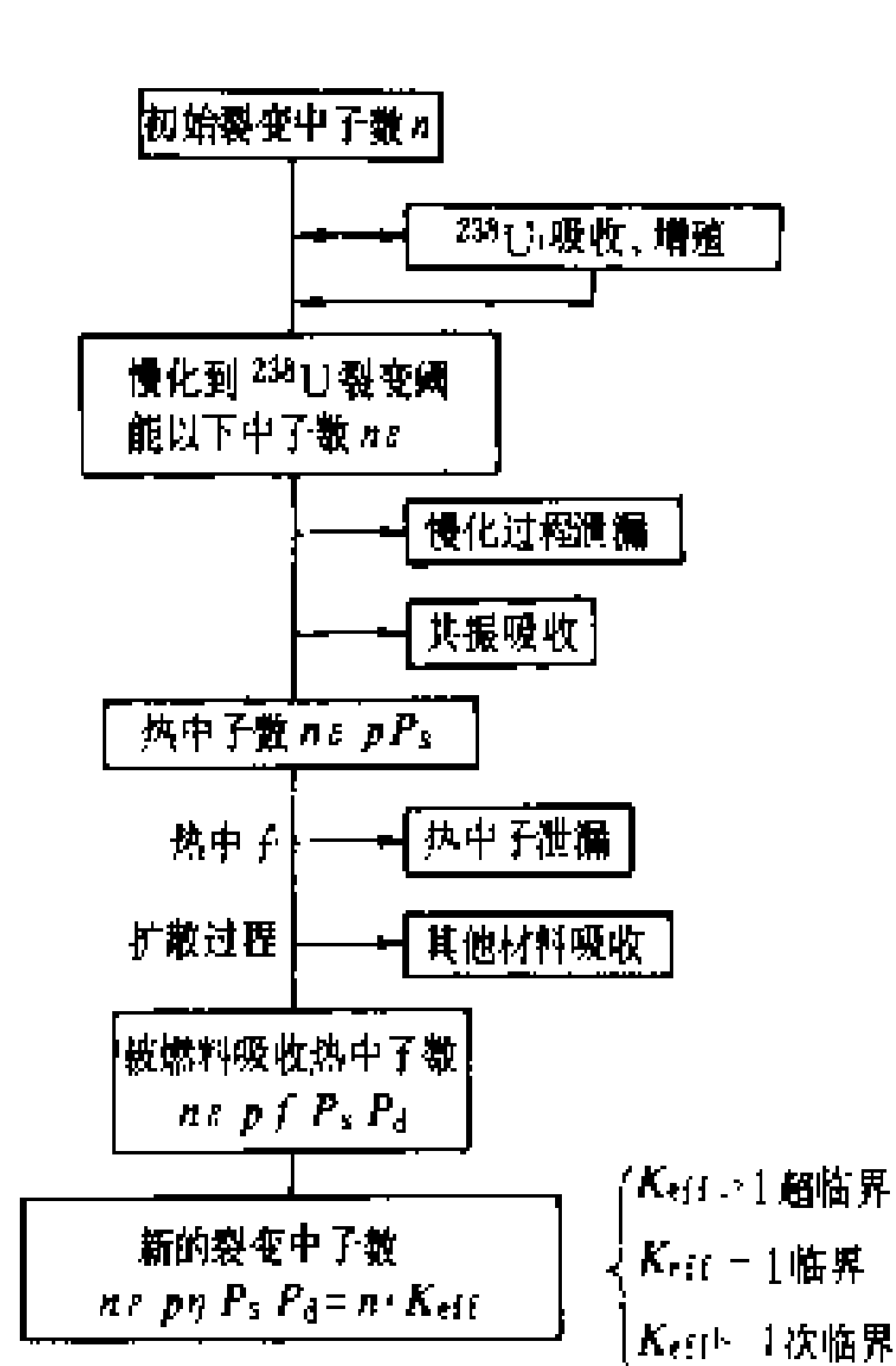
**反应堆临界** (criticality of reactors) 反应堆内,中子的产生率和消失率之间保持严格的平衡,链式反应以恒定的速率持续地进行下去。反应堆处于这种工作状态时称为反应堆临界。具有给定几何布置与材料组成的堆芯或装置能够达到临界所需的最小尺寸,称为临界尺寸或临界大小。临界反应堆内核燃料的装载量,也就是维持自持链式裂变反应所需的易裂变物质的最小质量称为临界质量。一座反应堆的临界质量通常指反应堆芯部中没有控制棒和化学补偿毒物情况下的临界质量。反应堆的临界质量取决于反应堆的类型、材料成分、几何形状和结构等条件,但对于任何一个特定的反应堆系统,它是一个确定的数值。例如,用 $^{235}\text{U}$ 作燃料的反应堆,其临界质量可以小于1kg,大到200kg。前者是含有 $^{235}\text{U}$ 富集度为90%左右的铀盐溶液系统的临界质量,后者是天然铀石墨反应堆中所含的 $^{235}\text{U}$ 质量。反应堆的临界条件可以通过增殖系数来表示。

**增殖系数** 反应堆中新一代的中子数与产生它的直属上一代中子数之比,或中子的产生率与中子的消失率之比,通常用符号 $k$ 表示。在反应堆系统内,中子主要是由于易裂变物质的裂变反应产生的。中子的消失有两种途径,即在反应堆内被吸收和从反应堆表面泄漏出去。增殖系数又分为无限增殖系数和有效增殖系数。

(1)无限增殖系数:假想的无限大增殖介质的增殖系数,通常用 $k_{\infty}$ 表示。对于无限大系统,没有中子泄漏损失,中子由裂变产生,并且仅由于被系统内各种材料的吸收而损失。热中子反应堆的无限增殖系数可用 $k_{\infty}=f\eta\epsilon p$ 表示,其中 $f$ 为热中子利用系数,它是在被增殖介质内所有材料吸收的热中子中,为燃料所吸收的份额; $\eta$ 是燃料每吸收一个热中子后由于裂变而释放的快中子平均数; $\epsilon$ 是快裂变因子,它是每一初级裂变中子所得到的最后慢化到 $^{238}\text{U}$ 裂变阈能以下的中子数; $p$ 为逃脱共振吸收概率,它表示中子在慢化过程中逃脱共振吸收的份额。 $k_{\infty}=f\eta\epsilon p$ 称为四因子公式,它是反映系统材料增殖特性的重要参数。四因子模型在早期热中子反应堆的计算与分析中被广泛地应用。

(2)有效增殖系数:有限大反应堆系统的增殖系数,通常用 $K_{eff}$ 表示。对有限大系统必须考虑中子的泄漏损失,根据定义, $K_{eff}=k_{\infty}P_L$ ,其中 $k_{\infty}$ 为无限增殖系数; $P_L$ 为系统的中子不泄漏概率,它由两部分组成:慢化过程中的不泄漏概率 $P_s$ 和热中子扩散过程中的不泄漏概率 $P_d$ 即 $P_L=P_sP_d$ 。不泄漏概率不仅与系统的材料特性,也与系统的大小和几何形状有关。因而,在没有外源时,有限大反应堆系统的临界条件是 $K_{eff}$

$=1$ ,这时反应堆处于稳态,反应堆内中子有一个稳定的分布。若 $K_{eff}<1$ ,则系统是次临界的,当没有外源时,中子通量就会不断衰减到零。若 $K_{eff}>1$ ,系统是超临界的,中子通量将随时间不断地按指数规律增长。图中给出了热中子反应堆内的中子平衡关系。



热中子反应堆内中子平衡示意图

度,或所需控制毒物的数量及其布置。这是工程设计中常遇到的情况。③在反应堆物理设计及燃耗计算中,还经常遇到这样一类问题,可称之为临界性计算,即反应堆的几何形状、大小以及芯部的燃料和其它材料成分都已给定,需要求出反应堆的有效增殖系数或反应性。

临界计算是反应堆物理设计的重要部分,除了求出反应堆临界时的体积大小和燃料成分及燃料装载量外,另一个重要的任务是确定临界状态下系统内中子通量密度的分布。而堆芯内的释热率或功率的分布是和中子通量密度分布成比例的。

反应堆临界计算常用的方法有:连续慢化理论(见中子慢化)和分群扩散理论。

**分群扩散法** 是研究多能中子扩散的一种近似方法。它是计算带有反射层或多区反应堆有效和常用的方法。在这种处理方法中,将中子能量自裂变快中子上限能量到热能之间分成为若干个能量区间,或者叫做“能群”。同一能群中子的扩散、散射和吸收用适当平均后的群参数和群截面(称为“群常数”)来描述,各群中子的输运行为用能群扩散方程表述(见反应堆物理计算)。在这种分群理论中,最简单的是“单群”理论,但是它只能给出比较近似的结果。在热中子反应堆计算中,尤其对于以石墨或重水为慢化剂的反应堆,常常采用两群扩散理论。这时,只要群常数选取得当,就能给出比较好的结果。但是近年来随着计算技术的发展及新的堆型(如快堆)的出现以及对反应堆计算提出更

#### 临界计算

反应堆临界计算的任务可以归纳为以下几类问题:①给定了反应堆的材料成分,确定它的临界尺寸。②给定反应堆的形状和尺寸(对于动力堆,通常由反应堆热工计算确定),确定临界时反应堆的材料成分。一般是确定燃料的 $^{235}\text{U}$ 富集

高的要求，则采用少群（2~4 群）或多群理论进行计算。

（1）中子通量密度分布：在临界状态时，反应堆内的中子通量密度具有稳定的空间分布。它满足下列波动方程： $\nabla^2 \phi(r) + B^2 \phi(r) = 0$ ，其中  $B^2$  为方程的本征值， $\phi(r)$  为中子通量空间分布。可以证明，在临界时中子通量密度将达到一个稳定分布，它只取决于

基态（ $n=1$ ）的最小本征值，其他所有模态（ $n>1$ ）都衰减了。用  $B_g^2$  表示基态的本征值  $B^2$ ，通常称为系统的几何曲率。几何曲率和反应堆的几何形状以及尺寸有关。表中给出不同形状裸堆的几何曲率和中子通量密度分布。

各种几何形状裸堆的几何曲率和中子通量密度分布见表。

几何曲率和中子通量密度分布

几何形状	尺寸*	几何曲率	中子通量密度分布
球形 ( $r$ )	半径 $R$	$\left(\frac{\pi}{R}\right)^2$	$A \frac{\sin \frac{\pi}{R} r}{r}$
长方体 ( $x, y, z$ )	边长 $a, b, c$	$\left(\frac{\pi}{a}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{b}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{c}\right)^2$	$A \cos \frac{\pi}{a} x \cos \frac{\pi}{b} y \cos \frac{\pi}{c} z$
圆柱体 ( $r, z$ )	半径 $R$ 高度 $H$	$\left(\frac{2.405}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2$	$A J_0\left(\frac{2.405}{R} r\right) \cos\left(\frac{\pi}{H} z\right)$

\* 包括外推距离。

（2）热中子通量密度不均匀系数：反应堆芯部内热中子通量密度的最大值与芯部热中子通量密度的平均值之比，通常以  $F_q$  表示。芯部内某一点发出的功率是与该点的核裂变率  $\Sigma_f \phi$  成正比的。当各点宏观裂变截面为常数时，功率分布是与中子通量密度分布成正比的。 $F_q$  愈大，芯部内功率分布愈不均匀。所以， $F_q$  是表征堆芯内热中子通量密度分布不均匀程度的一个物理量。对于圆柱形裸堆， $F_q$  可以分离成径向中子通量密度不均匀系数  $F_R$  和轴向中子通量密度不均匀系数  $F_z$ ，即  $F_q = F_R F_z$ 。对于不同形状裸堆，利用表中的中子通量密度分布函数可求出  $F_q$  值：球形裸堆， $F_q = 3.27$ ；圆柱形堆， $F_R = 2.31$ ， $F_z = 1.57$ ， $F_q = 3.63$ ；正方形堆， $F_q = 3.88$ 。

对于给定的反应堆，单位体积的最大允许功率输出受到热工条件的限制。因此，为了提高堆芯总的功率输出，必须采取一些措施使得堆内中子通量密度分布变得平坦一些，通常称为通量展平。通量展平的主要措施有：①芯部的核燃料分区布置，将芯部按径向分布为若干区，每一区采用不同富集度的燃料，这样可以达到径向展平的目的。②在压水堆中，采用化学补偿溶液控制减少控制棒的数目与提升和下插的次数，减少功率的扰动。③控制棒与可燃毒物的合理布置。此外，反射层的应用也起到展平中子通量密度分布的作用。

（3）临界方程：表示反应堆达到临界，维持自持链式反应的条件。上述  $K_{eff} = k_{\infty} P_L P_S = 1$  为临界条件。应用不同的理论，可以求得关于不泄漏概率的不同表达式，年龄理论的热中子裸堆的临界方程为  $\frac{k_{\infty} e^{-B^2 \tau}}{(1 + L^2 B^2)} = 1$ ，单群理论为  $\frac{k_{\infty}}{1 + L^2 B^2} = 1$ ，而两群理论则为  $\frac{k_{\infty}}{(1 + L^2 B^2)(1 + \tau B^2)} = 1$ ，其中  $L$  为热中子扩散长度（见中子扩散）； $\tau$  为中子年龄（见中子慢化）； $e^{-B^2 \tau}$  或  $1/(1 + \tau B^2)$  是慢化过程的不泄漏概率； $1/(1 + L^2 B^2)$  为热中子的不泄漏概率； $B^2$  为反应堆的几何曲率。

通常把满足上述临界方程的  $B^2$  值称为材料曲率，记为  $B_m^2$ 。材料曲率  $B_m^2$  显然只取决于增殖系统的材料成份和特性（如， $k_{\infty}$ 、 $L^2$ 、 $\tau$  等），而与系统的几何形状及大小无关。例如，对于单群理论， $B_m^2 = \frac{k_{\infty} - 1}{L^2}$ 。引进了材料曲率概念之后，反应堆临界条件可简述如下：临界时，材料曲率等于几何曲率，即临界方程可以写成  $B_g^2 = B_m^2$ 。

（4）栅格的非均匀效应：由于栅格结构的非均匀性，引起燃料和慢化剂内的中子通量密度分布不同，并使反应堆物理参数发生变化的效应。非均匀热中子反应堆中，核燃料按规则或周期方式排列，呈栅格结构。在非均匀栅格中，由于燃料块空间自屏效应，燃料块内的热中子通量密度比慢化剂中的低，使得热中子利用系数减小。另一方面，由于空间自屏效应，燃料内共振中子通量密度降低，同时由于在非均匀结构内，中子在慢化过程中与慢化剂核碰撞的概率增大，减少了燃料对共振中子的吸收，而使逃脱共振概率增加。这是非均匀堆的一个主要优点。此外，非均匀结构增加了裂变中子与  $^{238}\text{U}$  核碰撞发生快中子裂变反应的概率，使快裂变因子比均匀堆的大。通过合理地选择燃料元件的尺

寸和燃料元件间的距离(栅距),在燃料与慢化剂核子数比值相同的情况下,可使非均匀栅格的 $k_{\infty}$ 比均匀堆的大。例如,在1942年前后,当时只有天然铀可用作核燃料。分析表明,由天然铀与即使吸收性能很小的慢化剂,如石墨和重水,所组成的均匀系统是无法使 $k_{\infty}$ 大于或等于1,达到临界的。但是,稍后进一步分析表明,若将天然铀和石墨组成非均匀系统是可以达到临界的。这就是为什么世界上建成的第一座反应堆是非均匀的原因。

在计算非均匀堆时,必须考虑栅格的非均匀效应。通常分两步进行:①计算非均匀栅格的物理参数,在计算时必须考虑到非均匀效应的影响。然后把非均匀堆等效成等价的均匀堆,这称之为均匀化过程。②应用均匀堆的理论对等效均匀堆进行临界计算。

#### 参考书目

J R 拉马什著,核反应堆理论导论,洪流译,北京:原子能出版社,1977 (Lamarsh J R. Introduction to Nuclear Reactor Theory. Addison-Wesley Publishing Co. 1966)

谢仲生主编,核反应堆物理分析,北京:原子能出版社,1985

(谢仲生)

降影响时的流动。

**研究方法** 对反应堆流体力学问题的研究通常采用理论分析(见反应堆的热工设计)和实验研究(见反应堆热工实验),并把两者紧密地结合起来的方法。在理论分析中,一般运用连续流体介质的模型,即把流体看成由无穷多个紧挨的连续质点所构成的连续介质。其基本方程是质量守恒、能量守恒和动量守恒方程。根据实际情况列出初值条件和边值条件后,通常通过编制程序由计算机给出分析和计算结果(数据、图和表格)。在对数学方程处理过程中,往往作适当的简化假设,如设流体是不可压缩的等假设。在实验研究中,广泛应用相似准则和模拟原理。

**主要特点** 反应堆流体力学与反应堆传热有密切的关系,它们共同构成反应堆热工学科。反应堆流体力学不仅研究绝热情况下的流体流动规律,还研究非绝热情况(传热情况)下的流体流动规律,例如高热流密度下两相流型不断改变等问题。

**发展方向** 反应堆流体力学的研究对于核电安全性和核电经济性有重大意义,各国都给予极大的重视。核能事业的发展又推动着反应堆流体力学的深入发展,如固有安全性堆型的研究推动着反应堆流体力学中自然循环机理的深入研究发展。

(赵兆颐)

fanyingdui liuti lixue

### 反应堆流体力学 (reactor fluid mechanics)

研究反应堆内流体(冷却剂)的运动和平衡的规律以及反应堆流体与反应堆固体材料相互作用的学科。它是反应堆热工学科的一个重要组成部分,是流体力学在反应堆中的应用科学。(见反应堆冷却剂材料、核燃料、堆芯结构材料、主管道材料)

**发展过程** 在20世纪40年代反应堆出现后,反应堆热工设计技术和有关的理论分析、实验研究迅速发展,形成了反应堆释热、反应堆传热和反应堆流体力学等学科。近几十年来,随着反应堆的发展,对反应堆流体力学的理解一直在不断深入,它的研究成果又推动着流体力学的进一步发展。

**基本内容** 反应堆流体力学主要包括反应堆中单相流和两相流的基本流动特性、流动压降、流动不稳定性和临界流等内容。单相流是系统内只有一种物相的流动,是各种反应堆中最常见的一种流动。系统内有两种物相同时存在的流动称为两相流,它存在于正常运行情况下的沸水堆各通道和压水堆热通道(见反应堆热工设计)中,流体受到扰动后所发生的流量漂移或流量振荡称为流动不稳定性。流体压降是指系统内任意给定的两个流通截面间流体静压的变化。而临界流是指系统中流体流出速率达到声速后不再受下游压力下

fanyingdui manhuaji cailiao

### 反应堆慢化剂材料 (reactor moderator materials)

热中子反应堆内用作降低快中子能量的材料。慢化剂亦称减速剂。在热中子反应堆中,核裂变产生的中子的平均能量约为2MeV,这些中子迅速慢化成能量为0.1eV以下的热中子。

对慢化剂材料的性能要求:①慢化中子能力强;②吸收中子少;③与反应堆冷却剂材料及燃料(棒)包壳材料不起化学作用;④核辐照性能稳定。通常用慢化比这个物理量来全面衡量慢化材料的性能,它定义为:慢化比= $\xi\Sigma_s/\Sigma_a$ ,式中 $\xi\Sigma_s$ 为材料的中子慢化能力; $\Sigma_s$ 为材料的宏观散射截面; $\Sigma_a$ 为材料的宏观吸收截面; $\xi$ 为中子平均对数能降增量。

常用的慢化材料有轻水( $H_2O$ )、重水( $D_2O$ )、石墨(C)、铍(Be)、氧化铍( $BeO$ )及某些有机物,其性能见表。

**重水** 慢化比最大,它的化学性能与轻水基本相同。重水中的氘吸收中子会生成放射性的氚。此外,重水价格昂贵。

**石墨** 在高温条件下强度高,用气体冷却时可以得到高的反应堆冷却剂温度。其慢化比仅次于重水,常作为气冷堆的慢化剂兼结构材料。



轻水 与重水和石墨相比,其慢化能力较大,慢化长度短,这使反应堆体积紧凑。特别是其价格低廉、容易获得。但轻水的中子吸收截面较大,使慢化比下降。因此,轻水反应堆需用低富集铀作燃料。

铍和氧化铍 其慢化长度较短,常用于研究性反应堆的反射层。

慢化材料的慢化性能

性能	单位	轻水	重水	石墨	铍
密度	kg/m <sup>3</sup>	1000	1100	1620	1840
微观散射截面	b	49	10.5	4.8	7.0
宏观散射截面	cm <sup>-1</sup>	1.64	0.35	0.41	0.86
微观吸收截面	b	0.66	0.0026	0.0037	0.010
宏观吸收截面	cm <sup>-1</sup>	0.022	0.000085	0.00037	0.00123
慢化能力 $\xi\Sigma_s$	cm <sup>-1</sup>	1.5	0.18	0.065	0.16
慢化比 $\xi\Sigma_s/\Sigma_a$		70	21000	200	130
慢化长度 $L$	cm	2.88	100	50	9.2
徙动长度 $M$	cm	6.4	101	54	

(杜圣华)

fanyindui pingbi cailiao

反应堆屏蔽材料 (reactor shielding materials)

屏蔽反应堆的核辐射、防止核辐射造成危害、保护工作人员和有关设备不受可能的伤害和损伤的结构所应用的材料。

反应堆核辐射主要是中子辐射以及  $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$  射线。其中的中子和  $\gamma$  射线的穿透能力最强,能够有效地屏蔽此两种辐射的屏蔽结构,自然能够屏蔽  $\alpha$ 、 $\beta$  辐射线。因此,对于反应堆屏蔽问题,只需考虑对中子和  $\gamma$  射线的屏蔽。

屏蔽中子辐射的途径是使快中子慢化,并将慢化后的中子加以俘获;对  $\gamma$  射线的屏蔽是直接使  $\gamma$  射线被吸收实现的。因此,一般动力反应堆的屏蔽结构,通常是由若干种不同功能材料构成的组合系统,其外侧围以厚度 2~2.5m 左右的混凝土层。例如,压水堆屏蔽系统是由反应堆的反射层、围板、吊篮、热屏蔽、压力容器,以及压力容器周围的混凝土屏蔽层组成的(见压水堆本体、反应堆压力容器材料,安全壳)。这样的屏蔽结构所应用的材料,按其功能,概括起来可分为三大类:①重的或较重的元素类材料,主要用以吸收  $\gamma$  射

线和将高能中子慢化,使其能量降至 1MeV 左右,其典型材料是铁;②中子慢化材料,主要用以慢化能量为 1MeV 以下的中子,如含氢材料水等;③俘获中子而不产生高能  $\gamma$  射线的材料,如含硼材料等。这三类材料主要包括:水,石墨,有机材料,硼,混凝土,铁,铅等,它们是反应堆屏蔽结构中的常用材料。

水 它含有多量的氢,且是一种产生次级  $\gamma$  射线比较少的极有效的中子屏蔽材料。但是,因为水的电子密度低,所以对于  $\gamma$  射线,不是良好的屏蔽材料。

石墨 具有能很好地使中子慢化的性质,是应用较广泛的反应堆屏蔽材料。在液态金属冷却的快中子反应堆中,用石墨作快中子一次屏蔽体。为了改善其对中子的屏蔽性能,有时在其中混合一些硼化合物之类的热中子吸收剂。

有机材料 其内含有多量的氢原子,中子慢化能力强,也是常用的反应堆屏蔽材料。由于这类材料的有效原子序数较小,吸收  $\gamma$  射线能力差,不适合于对  $\gamma$  射线的屏蔽。为了更进一步提高屏蔽效率,可以把铅等原子序数大的材料,以及对超热中子和热中子吸收截面大的材料,如硼和锂,与有机材料一起合并使用,亦即,把上述这些材料的金属粉末与有机材料混合使用,或者做成互相重叠的多层结构使用,这使屏蔽效果较好。例如,对聚乙烯的使用,是把聚乙烯作为基体,掺入硼和锂的化合物,或将聚乙烯与铅粉混合,这样可以改善其屏蔽中子和  $\gamma$  射线的性能,聚乙烯对中子的屏蔽性能与水类似。聚乙烯受到核辐射不活化,但可引起辐照损伤。

硼 可直接使用,或混入石墨、混凝土和聚乙烯中使用,或者以氧化硼 ( $B_2O_3$ ) 和碳化硼 ( $B_4C$ ) 的形式与其他材料组合使用。例如,碳化硼铅,是一种金属陶瓷材料。它是把碳化硼 ( $B_4C$ ) 与铅粉末混合在一起,然后烧结形成的。把这种烧结材料用铅板夹起来成为夹层板便可用于反应堆屏蔽结构。

铁 其密度较大(约 7800kg/m<sup>3</sup>),是一种常用的反应堆屏蔽材料。快中子在通过屏蔽结构中的铁介质时,与铁原子核发生非弹性散射反应,其能量受到损耗,亦即中子减速其能量降低到 1MeV 左右。但是,铁对中能中子减速的作用很小。因此,很少单独用铁作屏蔽体,通常,将铁与其他屏蔽材料(如水、混凝土)配合使用。

不锈钢对  $\gamma$  射线及中子的屏蔽性能比铁好。尤其因为其非弹性散射截面较大,所以其屏蔽快中子的效果更有效。

硼钢对热中子的屏蔽效果较好。从可加工性考虑,钢中硼含量以 2% (质量) 为限。

混凝土 生物屏蔽系统中,多采用重混凝土即在

混凝土中加入生铁块以加强屏蔽快中子和  $\gamma$  射线的能力。在混凝土中加入 1% 的硼，可大大增加混凝土对中子的吸收。在屏蔽结构中采用的混凝土，除了应具备一般结构用混凝土所应具有的性能外，还应具备如下性能：①其材质均匀，密度和化学成分都符合规定；②其体积变化小，不因出现裂纹而使屏蔽效率降低；③当屏蔽结构较厚时，固化时的发热量小；④吸收射线后所造成的温度上升，不会使其中的水分显著减少；⑤其热导率要大，热膨胀系数要小；⑥辐照损伤小，不产生有害的放射性物质等。

铅 在屏蔽结构尺寸受限制的场合，应采用重金属铅屏蔽  $\gamma$  射线。铅的密度为  $11300\text{kg/m}^3$ ，是屏蔽高能  $\gamma$  射线最经济的材料。但是，铅非常软，熔点低 ( $327.4^\circ\text{C}$ )，也容易被碱浸蚀，所以在屏蔽结构中把铅浇铸在铁制的包壳内。

如果屏蔽结构处于高温工作环境，则可用钨和钽耐高温材料。钨和钽的原子序数较大，对  $\gamma$  射线的屏蔽效果好。但这些材料价格昂贵，一般不宜用于商用堆。  
(桂运平)

fanyingdui regong sheji

**反应堆热工设计** (reactor thermo-hydraulic design) 反应堆热工设计的目标是给出一个优化的反应堆冷却系统，能有效地将堆芯内的热量安全而经济地导出。反应堆热工设计的内容包括反应堆冷却剂类型的选择、堆内冷却方案及冷却剂流动方式的确定、堆内冷却剂流程及流道的设计和反应堆热工参数的分析等。

反应堆释出热功率的大小往往受到堆热工设计的限制。反应堆热工设计直接影响到堆的安全性能和技术经济性能。首先根据反应堆总体设计的要求，通盘考虑和综合平衡反应堆物理、热工、安全、结构、材料、工艺及辐照屏蔽等诸方面的因素，确定反应堆冷却剂系统的总体设计及其参数。诸如冷却剂压力及其恒压方式的设计，冷却剂自然循环或强迫循环的选择，堆芯及燃料组件内流道形式和尺寸，堆芯冷却剂流量和堆芯出、入口温度等参数的确定。反应堆热工设计包括反应堆稳态热工设计和反应堆动态热工分析两个方面。鉴于反应堆系统多，现象复杂，通常用全面模拟堆芯及系统热工-水力性能的数字计算机程序来完成上述的设计和计算。

为了确保反应堆的安全，明确规定了反应堆的热工设计准则，用以作为反应堆热工设计的依据及限制条件。该准则的内容因堆型而异，并随着核工业的发展在不断地被改进及完善。

对压水堆核电厂在正常运行工况和预期运行事件

工况，反应堆热工设计要满足如下的设计准则：

(1)堆芯任何位置上的燃料元件表面，都不允许发生偏离泡核沸腾 (DNB) 现象。

(2)整个堆芯寿期内燃料芯块最高温度低于熔点。轻水动力堆多以二氧化铀为燃料。未经辐照的二氧化铀熔点约为  $2800^\circ\text{C}$  左右。随着燃耗的加深，其熔点有所下降。

(3)不发生流动不稳定性。通常限制堆芯热通道出口处两相流的空泡份额，以防止水力流动不稳定性。

#### 参考书目

Tong L. S. & Weisman J. Thermal Analysis of Pressurized Water Reactor. Second Edition. American Nuclear Society, 1979

(高祖瑛)

fanyingdui regong shiyan

**反应堆热工实验** (reactor thermohydraulic experiment) 对反应堆冷却剂系统中可能出现的各种热工-水力现象用实验的方法进行观测，以研究其内在规律和各参数之间定量关系的学科，是反应堆热工-水力学的一个重要方面。

不同类型反应堆的热工-水力特性相差甚远，所开展的具体实验项目有很大差别。世界上轻水反应堆发展得最成熟，所开展的有关实验研究项目也最多。其研究发展中出现过两个高潮，一是在 70 年代中期，以研究冷却系统主管道大破口事故为主要背景；二是在 1979 年 3 月美国三里岛核电厂事故之后的几年，以研究冷却剂系统的小破口事故为主要背景。这些研究工作促进了反应堆工艺的完善，推动了反应堆热工理论和计算分析方法的发展，并丰富了汽-液两相流动和传热等新兴学科的内容。

**实验内容** 按照其所起的作用不同，反应堆热工实验可分为四类：①基础实验；②分离效应实验；③整体效应实验；④机理性实验。

**基础实验** 研究常见的基本流动和传热现象，其中包括摩擦阻力和局部阻力压降、汽-液两相流的流型及其转变的机理、单相流和两相流与固体表面之间的各种传热工况等等。在热工分析中，基础实验得出的关系式可以作为基本关系式被引用。

**分离效应实验** 系指对从复杂的热工过程中分离出来的现象所进行的专项实验研究，包括水力学实验和传热实验等项研究。

重要的水力学实验研究项目有：①堆芯子通道间冷却剂的交混；主要寻找交混的各种机理和相应的计算关系式，并验证子通道分析程序。②两相流的各种流动不稳定性；研究其机理，找出不稳定性边界和消除不

稳定性的方法。③高温高压流体的喷放力学：研究两相流体从破口流出时的临界流速、压力波传播和水锤效应等。④竖直和水平流道中的汽-液之间的逆向流动工况：研究两相流体流量之间的制约关系和流动工况。⑤汽流在掠过液膜表面时对液滴的夹带和去夹带造成的液体质量的转移。⑥蒸汽爆炸问题：研究高温的熔融二氧化铀与水相接触，或者钠-钾与水相接触时，发生激烈的化学反应所产生的冲击波。⑦堆芯各平行通道之间的流量分配及流动特性等。

许多两相流动问题都伴随着传热传质效应。为了便于实验和简化分析，常用双组分的空气-水代替单组分的蒸汽-水进行初步的两相流实验研究。这种实验去掉了传热传质的影响，着重观测流动中的力学效应，比较容易找出规律。待得出结论后，再考虑传热传质的影响和其他因素的综合影响。双组分流体的实验往往在接近于常压的系统中进行。这种实验系统造价低廉、观测方便，易于在短期内把实验做得比较充分。

对压水堆来说，重要的传热实验研究项目有：①临界热流密度：尽管现成的临界热流密度关系式已经很多，但是由于该量与反应堆的安全性和经济性关系极大，影响因素又多，所以对每一种新设计的燃料组件，都要进行专门的实验。用实测出来的临界热流密度关系式作为设计的依据。②沸腾临界后的传热：包括过渡沸腾、膜态沸腾、缺液区的传热等。这些工况主要出现在失水事故的后期。③堆芯失水后的再淹没传热过程。

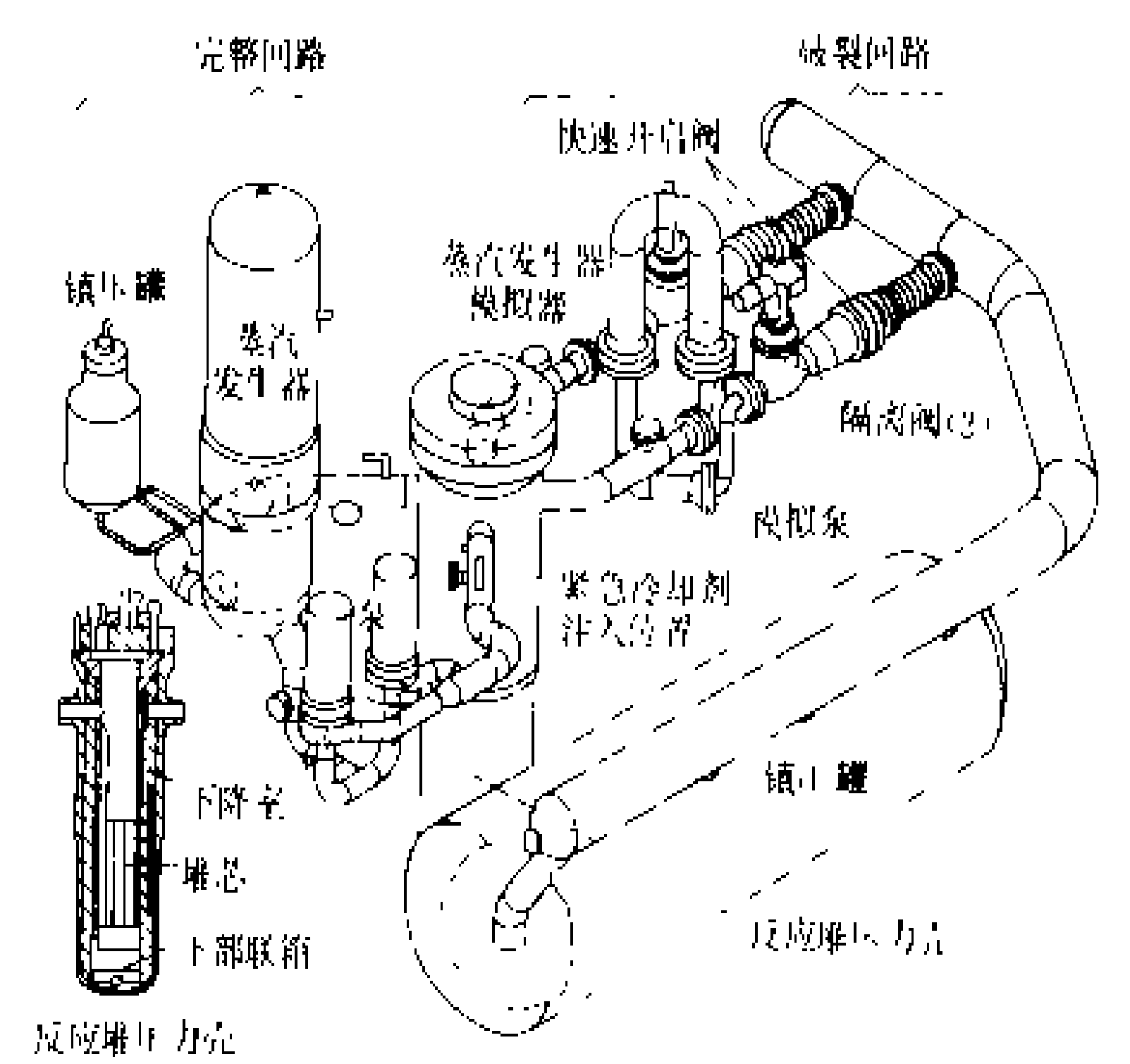
高温气冷堆的气体强化传热问题、钠冷快中子堆的钠-钾合金传热及其相关的工程技术问题，以及各种堆型燃料元件的导热问题等也是重要的实验课题。

整体效应实验 系指对包含多种效应的热工过程进行的全系统模拟实验，用以观测各种效应之间的相互影响和反馈关系，验证、改进和完善描述该过程的计算机程序。整体效应实验的典型例子有：反应堆一回路自然循环实验，反应堆冷却剂系统的小破口和大破口事故实验，堆芯再淹没过程中液滴的夹带和去夹带过程的整体效应实验。

(1) 反应堆一回路自然循环实验：自然循环是一种重要的载出热量的方式，也是反应堆冷却剂强迫循环停止以后，把堆芯热量传到二回路的主要途径。在自然循环中包含的热工-水力现象有：堆芯传热和两相流动、蒸汽发生器中冷凝传热和凝结水的回流、自然循环停滞和倒流，二回路中的流体流动和传热工况对一回路的影响等。此外，还应指出：自然循环实验回路中各部件的结构尺寸和相对标高一定要符合相似条件。

(2) 反应堆冷却剂系统的小破口和大破口事故实验：这种实验的规模很大。美国爱达荷 (Idaho) 国立工程实验室的 LOFA 实验回路是典型的实验装置之

一。该回路的堆芯有 1300 根核燃料元件，总释热功率为 55MW。堆芯高度 1.68m，直径 0.6m。回路中有反应堆压力容器、冷却剂循环水泵、冷段和热段冷却剂管道、蒸汽发生器等主要模拟设备，分完整回路和破裂回路两部分。图是 LOFA 实验回路的布置简图。联邦德国、日本、法国等国也有规模相当大的类似实验设施。



LOFT 实验装置

(3) 堆芯再淹没过程中液滴的夹带和去夹带过程的整体效应实验：这方面最典型的研究工作是美国、日本和联邦德国三方从 1985 年开始进行的 2D/3D 联合研究计划。该项研究的主要目的是测量全尺寸上腔室的去夹带量，该堆芯有 2000 个全长度的板状燃料元件。

机理性实验 这类实验的主要目的不在于寻找能在热工分析中直接应用的关系式，而是为了寻求某一现象的内在机理。例如，研究汽泡在加热表面上的生成、长大和跃离的过程，这种研究有助于解释沸腾现象；研究汽泡在流道截面上的分布及其运动规律，这有助于解释两相流流型的转变和有关传热现象；研究两相流体之间的界面特性，这有助于描述两相流体之间的传热传质过程。随着研究工作的深入，机理性实验研究正在日益受到重视。

模化实验理论 研究如何保证模型实验的结果能应用于原型的理论。

模化理论是建立在相似准则的基础上的。相似准则是由物理量组合成的无因次量群，其具体形式可以由因次分析法或方程分析法从原型的物理方程导出。对于单相流体，由质量、动量和能量守恒方程可以导出下列常见的相似准则：

几何相似准则  $x/l, y/l, z/l$

雷诺准则  $Re = \frac{wd}{\nu}$

$$\text{努谢尔特准则 } Nu = \frac{hl}{k}$$

$$\text{弗鲁德准则 } Fr = \frac{w^2}{gl}$$

$$\text{葛拉晓夫准则 } Gr = \frac{g\beta\Delta t l^3}{\nu^2}$$

$$\text{欧拉准则 } Eu = \frac{\Delta p}{\rho w^2}$$

$$\text{普朗特准则 } Pr = \frac{\mu c_p}{a}$$

$$\text{毕渥准则 } Bi = \frac{hl}{k}$$

$$\text{傅立叶准则 } Fo = \frac{a\tau}{l}$$

以上式中,  $w$  为流速;  $l$  为定型 (特征) 尺寸;  $\nu$  为动力学粘度;  $g$  为重力加速度;  $\rho$  为密度;  $k$  为热导率;  $h$  为传热系数;  $\Delta p$  为压降;  $\beta$  为体膨胀系数;  $\mu$  为粘度;  $c_p$  为定压比热;  $a$  为热扩散率;  $\tau$  为剪切应力;  $\Delta t$  为温差。

一个方程所包含的独立相似准则数可以根据  $\pi$  定理确定。该定理指出: 如果方程

$$f(a_1, a_2 \cdots a_i, b_{i+1} \cdots b_n) = 0 \quad (1)$$

中含有  $n \geq 2$  个有因次的物理量, 它们所涉及的基本量纲数目为  $i \geq 1$ , 则变换成无因次形式后, 该方程将含有  $(n-i)$  个无因次量 (准则)  $\pi$ , 且有

$$F(\pi_1, \pi_2 \cdots \pi_{n-i}) = 0 \quad (2)$$

其中每个无因次量都是  $a$  和  $b$  的不同幂次的乘积。式 (2) 称作准则方程。通常待求的物理量只包含在一个准则中, 该准则称作待定准则数。其余称作定型准则数。若令  $\pi_1$  为待定准则, 而且  $n-i=N$ , 则准则方程可以写成下列显函形式

$$\pi_1 = F(\pi_2, \pi_3 \cdots \pi_N) \quad (3)$$

模型和原型工况相似的条件有下列三条: ①模型和原型几何相似; ②方程的单值性条件相同; ③模型和原型中的过程都满足相同的准则方程式, 而且它们的各定型准则分别相等。如果满足相似条件, 模型和原型的待定准则数必然相等, 因而从模型实验可以求出原型中的工况。

通常, 把准则方程写成指数函数形式。例如, 若经过分析, 某过程可用准则方程  $Nu = F(Re, Pr)$  来描述, 那么在确定准则关系式的具体形式时, 可以写成  $Nu = c Re^m Pr^n$ , 式中  $c$ 、 $m$  和  $n$  均为常数, 其数值可以由实验确定出来。由实验得出的准则关系式只在实验参数覆盖的范围内适用。

由于物理过程往往比较复杂, 模型和实物难以做到严格相似, 在模化实验中, 通常只能保证那些影响最大的准则数相等。

根据相似理论, 也可以选用与原型中的介质呈热力学相似的另一种介质进行模化实验。所谓热力学相

似的介质是指其物性可以用同一个无因次状态方程描述的两种介质。对于存在相变 (沸腾或冷凝) 的热力过程, 用模拟介质进行实验可以带来明显的好处。例如, 氟利昂的热力学性质与水有许多相似之处, 可以看作是热力学相似介质。但是前者的汽化潜热小, 临界状态参数低, 所以可以在低压、低温、低功率下进行实验, 以模拟高温高压水的热力过程。

在两相流中, 由于汽-液物性相差很大, 界面特性复杂, 相间分布和流动型式不断变化, 水动力特性和热力学特性相互影响和制约等因素, 使两相流的模化更加困难。为了减少模化的误差, 通常采取两条措施: ①在得出的准则方程中加入作为被忽略的准则数函数的修正系数或改正因子, 以减少由于舍去这些准则所引起的误差。②将某些小的无因次群合并成较大的无因次群, 以便在准则方程中归纳更多的影响因素。

**热工参数的测量** 一般将常规参数测量和专用特殊量测量信号经计算机数据采集系统处理实现对热工参数的测量。

**常规参数测量** 常规参数包括温度、压力、流量等。

(1) 温度测量: 常用的测温元件有热电偶、热电阻和玻璃泡温度计。其中热电偶测温范围宽、探测元件尺寸细小、便于测量局部温度, 在实验中应用最广泛。

(2) 压力和压差的测量: 常用测量仪表有弹簧管压力表、液柱式压差计和压力、压差传感器三类。传感器将压力信号转换成电信号, 便于记录和远距离传送, 并且其电信号可用于自动控制。性能好的传感器还具有精度和灵敏度高、动态跟踪特性好等优点。

(3) 流量的测量: 测量仪表有流量孔板、涡轮流量计、转子流量计等。

**专用测量仪表** 用来测量某些特殊的量。汽 (气)-液两相流需要测量的特殊参数最多。其中主要有流速场、焓场、空泡份额、流型的探测、气泡的尺寸与分布及其运动踪迹、液膜的厚度及其波动、液滴的夹带和去夹带、沸腾起始点的探测等。探测这些量所用的技术和仪表是各式各样的, 有些还不很成熟。常见的有下列仪表和测量方法。

(1) 用 X 或  $\gamma$  射线衰减法来测量流通截面上的平均空泡份额: 它是利用穿过物质的射线束强度的衰减与材料密度有关的原理进行测量的。射线源的强度越高, 测量的统计误差越小。该方法是测量空泡份额最准确的方法之一, 常用来标定其它测量方法。

(2) 用激光多普勒效应测量流速场和温度场, 这种测量方法准确度高, 对流场没有干扰, 但限于测量透明的管道和流体, 测量装置成本高, 技术复杂。

(3) 具有电输出的浸没式探测器：它所依据的基本工作原理是：浸没在流体中的两个电极丝之间的电导率，或者两个极板之间的电容，与该处流体中所含的导电流体（水）和不导电流体（气）的相对数量有关。探测器的形状可根据实验的需求选择。有针形的、壁面嵌装的。这种装置可用来测量局部空泡份额、液位、液膜厚度、液膜波的频率、高度和速度、汽泡的尺寸、流型等参数。如果使用由多层薄壁短圆筒构成的电极，安装在待测的流道截面上，还可以测量截面的平均空泡份额。

(4) 热丝和热膜风速计：这种测量装置有一个置于流场中的微型热膜探头（直径小于 0.1mm），可以响应于流动工况的任何变化。用于测量速度、温度和空泡份额等参数。特别是可用它测量边界层以内的工况。这种测量方法的主要缺点是成本高、敏感元件脆弱。另外，在用它来测量某个量之前，首先要用独立的方法进行标定。

(5) 光学探头：这种探头是用细玻璃棒制成的，探头端部直径可以小到 0.3mm 左右。可以利用气体和液体折射率不同的原理来测量局部空泡份额。用两个探头，并配以相关方法，可以测量汽液交界面的移动速度。这种方法可用于非导电流体，并有极高的响应频率。

(6) 具有机械输出的浸没式探测器：这种方法主要用来测量环状流的某些特性。其基本原理是通过测量从流场中取出的一部分流体的质量，来确定某一相（通常是液相）的流量。取样探头可以是固定的，也可以是能在横截面上移动的。为了减少取样对流线产生的影响，要使取样探头进口处的静压与相应流道截面上的静压相等。

(7) 高速摄影：可以记录沸腾时汽泡长大和从加热表面跃离等可视化瞬态过程，以研究沸腾机理。

计算机数据采集系统 如果把参数信号转换成统一规格的电信号，输送到计算机的 A/D 变换器上去，可以实现测量参数的集中快速采集、巡回检测、甚至在线处理。用这种方法，可以加大采集的信息量，提高测量精度，大大缩短实验周期，使测量面貌大大改观。

#### 参考书目

琼斯著，核电厂安全传热，贺安全译，北京：原子能出版社，1988 (Jones OC. Nuclear Reactor Safety Heat Transfer. Washington: Hemisphere Publishing Corporation, 1981)

杨世铭编著，传热学，北京：人民教育出版社，1980

(朱瑞安)

fanyingdui regongxue

## 反应堆热工学 (reactor thermohydraulics)

研究反应堆内热能产生、释放及其在反应堆系统内传递的学科。亦称反应堆热工流体力学，简称反应堆热工。核反应堆作为一种热源，其突出的特点是功率密度比任何其它热工系统高得多，而且在反应堆停堆后继续有热量的释放。确保将正常运行、停堆及各种动态工况下反应堆内的热能安全可靠地载出，并高效地加以利用是核反应堆热工学的主要任务。反应堆热工学研究的对象是反应堆内热能的释放规律及其在反应堆系统内传递过程中所涉及的传热及流体动力学现象。反应堆热工学的内容包括反应堆释热、反应堆传热、反应堆流体力学、反应堆热工设计和反应堆热工实验等分支学科。

反应堆释热 研究核反应堆内热能的释放和分布的规律。在堆内释放的核裂变能主要以裂变碎片动能、中子动能，裂变产物和中子俘获产物的放射性衰变产生的各种射线的形式出现。在热中子反应堆中，90% 以上的裂变能在燃料元件内转变成热能。堆芯内功率的空间分布和热中子通量密度分布有关，是反应堆物理和热工过程耦合的结果。裂变能的释放亦与时间有关。反应堆关闭之后一段时间内，缓发中子仍能引起少量裂变，裂变产物和中子俘获产物的放射性衰变能也在不断地释放。这些发热通称之为反应堆剩余发热。反应堆剩余发热的冷却对保证反应堆的安全起至关重要的作用（见反应堆释热）。

反应堆传热 研究核裂变能从反应堆内传出的过程。热量传递的机制是热传导、热对流和热辐射。反应堆内热量传递过程中，热传导和热对流起主导作用。反应堆燃料元件和堆内构件中产生的热量通过热传导、元件壁面和冷却剂之间的对流换热传给冷却剂，并通过冷却剂的流动将热量载出反应堆。

燃料元件和堆内构件中的热传导是具有内热源的热传导过程。表征某种材料热传导能力大小的热导率通常是温度的函数，有的甚至和受到的中子辐照剂量有关。

对流换热是指固体表面与冷却剂直接接触时的热传递过程。对流换热系数是表示对流换热的能力，它不仅依赖于反应堆冷却剂的种类（水、氦或钠等），而且强烈地依赖于冷却剂的状态和流动方式。反应堆冷却剂流道中可能涉及的对流换热过程有单相换热和两相换热（沸腾、冷凝、再淹没及再湿换热）等。

反应堆流体力学 研究与反应堆冷却剂流动有关的流体动力学现象。包括在正常工况下反应堆内冷却剂流量的分配，流动压降、流动状态的变化、流动稳定性及事故工况下的流体流动特性。

## 参考书目

[美] 琼斯, 核电厂安全传热, 贺安全译, 北京: 原子能出版社, 1988 (Jones OC. Nuclear Reactor Safety Heat Transfer. Washington: Hemisphere Publishing Corporation, 1981)

(高祖璞)

fanyingdui shire

**反应堆释热** (heat release in reactor) 反应堆内的热量产生过程和热源分布情况。反应堆释热是反应堆热工分析的基点。

核反应堆内的热量是由中子引起燃料物质( $^{235}\text{U}$ 、 $^{233}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 等)的原子核裂变而产生的(见裂变能)。一般认为, 每次裂变大约释放出 200MeV 的能量。裂变能是以裂变碎片动能、中子动能、 $\gamma$ 射线、 $\beta$ 射线和中微子的形式释放出来的, 其绝大部分在燃料元件内转换成热能。(见堆内部件释热)

在慢化剂、冷却剂、堆内结构部件及控制棒内, 由于 $\gamma$ 射线吸收, 快中子慢化, 以及中子俘获吸收等作用, 也会产生热量。

反应堆停堆后, 堆内的释热过程并不马上停止。除包括瞬发中子及缓发中子引起裂变而产生的剩余裂变功率外, 还有两种主要的热量来源, 即裂变产物的放射性衰变和中子俘获反应产物的放射性衰变所放出的能量。在停堆后不太长的时间内, 剩余裂变功率是明显的, 而上述两种放射性衰变却可延续较长时间。在有关的冷却措施中, 必须考虑到上述情况, 这对保证停堆后燃料元件的安全以及对废燃料元件在运输、贮存过程中的安全是至关重要的。(见堆芯剩余释热)

(李金才)

fanyingdui shui huaxue

**反应堆水化学** (reactor water chemistry)

研究反应堆系统内水(或重水)的水质问题以及与之相关的堆用材料化学腐蚀问题、水的辐射化学问题和水的放射化学问题等, 是一门综合性学科。其基本任务是控制水质, 防止反应堆材料的腐蚀。

**压水堆一回路水化学** 研究压水堆中水的水质问题以及与之相关的问题非常重要, 水质不好会引起或加剧反应堆结构材料和燃料(棒)包壳材料的腐蚀, 导致设备损坏以及在反应堆主、辅系统内放射性活度的增高, 构成放射性危害。因此, 控制水质指标, 研究在强辐射场条件下水的辐照分解以及放射性的出现的问题就成为压水堆一回路水化学研究的基本课题。

**水质指标** 包括水的 pH 值、电导率及氧、氢、氯、氟、总固体或悬浮体、硼酸、锂-7 等的含量。压水堆

核反应堆冷却剂通道中可能存在不同的流动状态。水冷堆和液态金属冷却堆中出现的气-液两相流动状态, 是反应堆流体力学中集中研究的现象。在垂直向上流动的轻水反应堆冷却剂流道中出现的流动型式有单相流、泡状流、弹状流、环状流。冷却剂流动的流型与压力、流道结构、流动方向、质量含汽量及壁面热流密度等因素有关, 它对壁面热量的传递能力影响很大。反应堆冷却剂流动过程中两相流动的稳定性与反应堆的安全运行密切相关。

**反应堆热工设计** 通盘协调反应堆物理、结构、材料、机械制造与热工等方面的要求, 确定优化的反应堆热传输系统, 是保证反应堆具有良好的安全性和经济性的重要一环。

在反应堆热工设计中, 要确定热工设计准则, 平衡协调反应堆有关参数, 进行反应堆热工-水力稳态设计和动态分析。

**反应堆热工实验** 通过实验, 研究反应堆运行及事故过程中出现的传热和流体动力学现象, 建立和发展描述复杂物理过程的数学模型, 确定换热基本关系式和经验常数, 校核和改进反应堆热工设计和安全分析的数值模拟程序, 对程序作出广泛而系统的评价, 提高程序分析的可信度。

反应堆热工实验包括单项物理过程实验研究及反应堆系统整体综合实验。研究传热及流体动力学的单项实验, 包括加热元件壁面汽泡的产生、长大及跃离和子通道间横向流动交混等现象的研究。系统综合实验指涉及整个反应堆系统的复杂物理过程。如反应堆失水事故全尺寸的模拟实验, 研究反应堆在管道断裂时发生的欠热喷放、饱和喷放、干涸, 直至再淹没等整个进程中出现的物理现象。

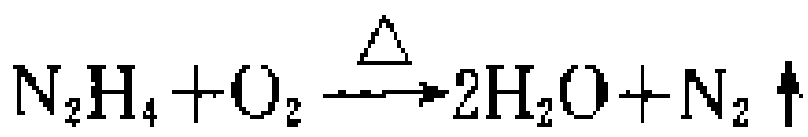
核反应堆是一个复杂而庞大的装置。反应堆热工与堆物理、结构、材料、工艺及辐射防护等学科紧密联系。反应堆热工水力学和反应堆物理间的关系尤为密切。反应堆热工设计需要反应堆物理计算提供的堆芯区的功率分布。堆芯内燃料、冷却剂的温度和密度分布又强烈地影响堆内的功率分布。反应堆热工设计中必须考虑结构设计及加工制造的现实性, 保证燃料元件的冷却, 防止元件的熔化、烧毁、避免燃料和冷却剂之间的化学反应, 以保持燃料元件的完整, 从而将燃料核裂变产生的放射性限制在燃料元件内。核反应堆热工学是随着核电事业的发展, 在传热学和流体力学的基础上逐渐形成的一门涉及热工设计技术、理论分析、实验研究和数值模拟的综合性学科。反应堆热工学因与核电安全密切相关而对核电事业的发展有重大影响。核电事业的发展必将进一步推动本学科的发展。

核电厂设置化学容积控制系统，用以对冷却剂水质进行净化、控制和监督。还设置取样系统，定期地取水样作化学分析，检查和保证水质。

(1) pH 值：水的 pH 值对于各种材料腐蚀行为的影响并不相同，对于不锈钢和镍基合金，水质偏碱能提高材料耐腐蚀性，高 pH 值有助于在不锈钢和镍基合金表面形成具有保护作用的尖晶石型氧化膜。压水堆核电厂的化学补偿是以硼酸作为中子吸收剂加入反应堆冷却剂。硼酸水溶液呈弱酸性，所以需要在冷却剂中注入一定量的碱来控制 pH 值，所添加的碱称为 pH 控制剂，要求具有良好的 pH 控制能力，良好的核性能，少产生感生放射性。通常使用氢氧化锂或氢氧化铵。天然锂中所含<sup>6</sup>Li 在中子辐照下发生中子俘获反应生成氚，因此，不能用天然锂作为 pH 控制剂，要求用作控制剂的<sup>7</sup>Li 同位素丰度不低于 99.9%。当使用硼酸作为中子吸收剂时，由<sup>10</sup>B (n、α) 核反应产生的<sup>7</sup>Li，与堆芯产生的<sup>7</sup>Li 相同，所以并不引进额外核素。

在燃料循环寿期内介质的 pH 值和电导率取决于硼酸和氢氧化锂的浓度。

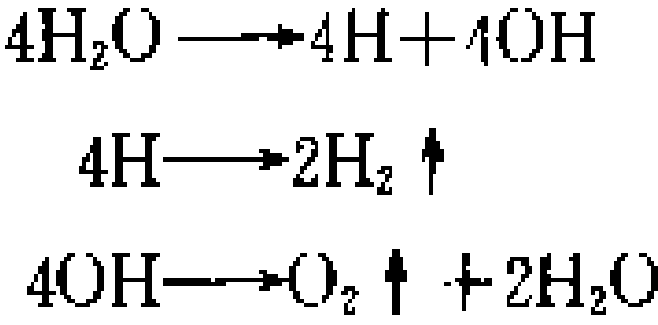
(2) 氧：反应堆起动前，水中溶解氧饱和浓度在 8~9ppm，需要加入联氨除氧到 0.1ppm 以下。其化学反应为



运行期间由于系统和阀门的泄漏，经常要向一回路补水，对补水除要求高纯度外还要求无氧，由硼回收系统提供净化处理后的补水，氧含量≤0.1ppm。

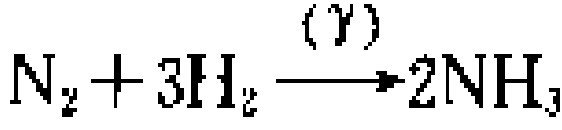
(3) 氯和氟：介质中存在氯会加速不锈钢的腐蚀，氟会损害燃料（棒）包壳材料锆合金。因此，应通过合适的水处理，将它们的含量控制在规定的限值以内。

水的辐射化学 在中子和 γ 射线辐照下，水与水中物质会发生辐射分解反应和辐射合成反应。堆内水的辐射分解反应主要是由快中子和 γ 射线引起的。



辐照过程引起水的电离和激发，生成中间产物自由基，自由基之间、自由基和水分子之间发生一系列反应，最终产物是氢、氧和过氧化氢。过氧化氢很不稳定，在 150℃ 以上会热分解。辐射分解产生的氧性质活泼，会加速反应堆材料的腐蚀，需要在一回路水中注入适量的氢，在射线作用下氢与氧仍复合为水，以减少游离的氧。

在一般情况下水中溶有饱和的氮 13~15ppm，如联氨除氧也会生成氮，如果同时有适量的氢，在 γ 射线作用下会发生辐射合成反应生成氮



运行期间氮会被捕集在净化系统的离子交换树脂上，消耗树脂的交换容量。此外，氮与氧在水中同时存在，会在射线作用下合成硝酸，降低水的 pH 值。

水的放射化学 处于活性区的结构材料、包壳材料、水和水中杂质都处于强中子辐照下，会发生各种核反应，产生放射性核素，称为感生放射性。具体可区分为四种情况：

(1) 水本身所产生的感生放射性：见表 1。

表 1 水本身产生的感生放射性

核反应	反应产物	同位素丰度(%)	半衰期	γ 能量 (MeV)
<sup>16</sup> O(n,p) <sup>16</sup> N	<sup>16</sup> N	99.76	7.38s	6.13 7.10
<sup>17</sup> O(n,p) <sup>17</sup> N	<sup>17</sup> N	0.037	4.14s	1.0
<sup>18</sup> O(n,p) <sup>18</sup> F	<sup>18</sup> F	0.204	110min	

<sup>16</sup>N 和 <sup>17</sup>N 的放射性很强，量很大，是主要的一次屏蔽因素，但半衰期短，不导致冷却剂的放射性积累。

(2) 水中杂质产生的放射性：指随补水进入活性区的杂质，如气体杂质氩、离子杂质钠和钾等，被中子活化而产生放射性核素（见表 2）。

表 2 水中杂质产生的感生放射性

核反应	反应产物	同位素丰度(%)	半衰期	γ 能量 (MeV)
<sup>40</sup> Ar(n,γ) <sup>41</sup> Ar	<sup>41</sup> Ar	99.6	1.83h	1.3
<sup>23</sup> Na(n,γ) <sup>24</sup> Na	<sup>24</sup> Na	100	15h	2.75 1.37
<sup>27</sup> Al(n,α) <sup>24</sup> Na				
<sup>41</sup> K(n,γ) <sup>42</sup> K	<sup>42</sup> K	6.88	12.36h	1.5 0.32

(3) 裂变产物：燃料（棒）包壳破损，会造成裂变产物逸出，使整个一回路的放射性水平很高，影响运行和检修。<sup>235</sup>U 裂变产物有 36 种元素，160 多种同位素，表 3 中列举了主要的几种裂变产物。

表 3 <sup>235</sup>U 的主要裂变产物

核素	<sup>235</sup> U 裂变产额	半衰期	γ 能量 (MeV)
<sup>131</sup> I	3.1%	8.05d	0.367 0.64
<sup>137</sup> Cs	6.2%	30a	0.661
<sup>144</sup> Ce	6.0%	280d	0.134 0.08 0.034
<sup>90</sup> Sr	5.7%	28a	
<sup>85</sup> Kr	0.29%	10.6a	0.52
<sup>133</sup> Xe	6.6%	5.27d	0.081

在运行期间可以通过总 γ 探测系统、缓发中子探测系统、裂变气体和冷却剂的放射化学分析来监督燃料棒包壳是否破损。

(4) 活化的腐蚀产物：不锈钢和镍基合金的主要成

分是铁、镍和铬，它们的腐蚀产物会以四种状态出现于一回路中：溶于水的离子态；不溶于水的悬浮态碎片；质地疏松的沉积物；覆盖在材料表面的质地致密的腐蚀产物膜。在不锈钢中钴作为一种杂质而存在，由于<sup>59</sup>Co会被中子活化生成放射性<sup>60</sup>Co，它的半衰期长，γ射线能量又高，对人体健康有所损害，故需限制不锈钢中钴含量。钴的其他来源有控制棒驱动机构、冷却剂泵和阀的高钴合金零件的腐蚀和磨蚀产物，故需在上述部件中谨慎使用高钴合金。镍来自不锈钢和蒸汽发生器传热管的镍基合金。表4中列举了几种被活化的腐蚀产物核素。

表4 主要被活化的腐蚀产物核素

核反应	活化截面(b)	反应产物	同位素丰度	半衰期	γ能量(MeV)
<sup>58</sup> Fe(n,γ) <sup>59</sup> Fe	0.68	<sup>59</sup> Fe	0.33%	45d	1.10 1.29
<sup>59</sup> Co(n,γ) <sup>60</sup> Co	27.2	<sup>60</sup> Co	100%	5.3a	1.33 1.17
<sup>58</sup> Ni(n,p) <sup>58</sup> Co	0.096	<sup>58</sup> Co	67.8%	72d	0.81 1.62
<sup>54</sup> Fe(n,p) <sup>54</sup> Mn	0.068	<sup>54</sup> Mn	5.86%	280d	0.84
<sup>55</sup> Mn(n,γ) <sup>56</sup> Mn		<sup>56</sup> Mn	100%	2.58h	0.84 1.81
<sup>50</sup> Cr(n,γ) <sup>51</sup> Cr	12.1	<sup>51</sup> Cr	4.3%	27.8d	0.32

**压水堆二回路水化学** 二回路水化学问题与常规蒸汽动力装置的大致相似，主要是控制蒸汽发生器二回路侧的水质，其任务是维护蒸汽发生器安全运行。

蒸汽发生器传热管是压水堆一、二回路之间的压力分界面，早期的传热管材曾用不锈钢，使用过程中存在下述问题：在有氯离子时，在传热管的高应力区产生穿晶应力腐蚀，导致传热管破裂事故；磷盐水处理时，在管板表面滞流区和支承板管孔区的沉积物中被浓缩的磷盐会造成管壁减薄效应。因而转向采用镍基合金作为蒸汽发生器传热管材料，常用的有Inconel-600和Incoloy-800，新投入使用的有Inconel-690。一般说，Inconel-600抗氯离子应力腐蚀能力较强，而在高纯水中存在游离氯氧根时，其抗苛性腐蚀能力不如Incoloy-800，Inconel-690投入运行时间不长，还缺乏运行经验。

蒸汽发生器二回路侧水采用全挥发处理，可以明显改善传热管壁耗蚀现象。全挥发水处理亦称“零固体”水处理，它是在给水系统添加pH控制剂氢氧化铵，并添加联氨除氧，保持蒸汽发生器二回路侧全挥发性化学环境，减少管板表面沉积的淤渣，使系统材料腐蚀降到最低水平。全挥发水处理的缺点是对凝汽器泄漏没有缓冲能力，因而对凝汽器传热管完整性要求较高。用海水冷却的核电厂，凝汽器传热管最好用钛材，并采用双层管板等措施。在运行期间对凝汽器微漏进行监督；使用树脂床对凝结水进行全流量或部分流

量净化；在连续添加化学物的同时连续排污，必要时加大排污量；加强化学监测；对二回路的凝结水、给水和补水的水质要作出相应的规定和要求，以保证蒸汽发生器二回路侧水质符合规定。在二回路，限制使用铜材可以提高给水pH值，有利于碳钢材料的抗腐蚀性能。

压水堆核电厂功率运行期间一、二回路典型水质指标见表5。

表5 压水堆核电厂功率运行期间典型的水质指标

项 目	单 位	反应堆冷却剂	蒸汽发生器二回路侧水*
电导率	μS/cm(25℃)	取决于磷酸和碱的浓度	—
pH	25℃	4.2~10.5	8.5~9.0
氧	ppm	≤0.005	≤0.005
氯	ppm	≤0.15	<0.15
氟	ppm	≤0.15	—
氢	ml(STP)/kgH <sub>2</sub> O	25~50	—
悬浮体	ppm	≤1.0	<1.0
pH控制剂、 <sup>7</sup> LiOH	ppm <sup>7</sup> Li	0.7~2.2	—
磷酸	ppmB	0~4000	—
二氧化硅	ppm	≤0.2	<0.1
铝	ppm	≤0.05	—
钙	ppm	≤0.05	—
镁	ppm	≤0.05	—
阳离子电导率	μS/cm(25℃)	—	<2.0
游离氯氧根	按CaCO <sub>3</sub> 计 ppm	—	<0.15
钠	ppm	—	<0.1
氨	ppm	—	≤0.25
排污率	m <sup>3</sup> /h	—	根据需要

\* 按蒸汽发生器二回路侧水采用全挥发处理。如果采用磷酸盐处理，则需严格控制磷酸根—钠的克分子比。

**沸水堆冷却剂化学** 沸水堆冷却剂的水质指标，除了pH值、电导率、以及氧、氯和悬浮物含量的指标之外，还有二氧化硅含量的指标。二氧化硅具有挥发性，在蒸汽中的量取决于水相pH值和蒸汽压力。限制冷却剂中二氧化硅的量，可以避免二氧化硅经蒸汽相在汽轮机叶片和阀门上沉积。

**重水堆冷却剂化学** 重水价格昂贵，要求系统和设备密封性良好。少量泄漏的重水，需要收集、处理和复用。同时要防止轻水漏入重水而使重水浓度降低。重水的水质指标，除了pH值、电导率、氧和氯含量的指标之外，还有保持重水浓度不低于99.7%的这一指标。

(余世诚)



## 反应堆停堆系统 (reactor trip system)

将控制棒快速插入堆芯,迫使反应堆处于次临界状态,最终停闭反应堆的系统。反应堆停堆系统是反应堆保护系统的组成部分。快速停堆可以防止反应堆状态超出安全限值,减缓事故后果。

组成及工作原理 反应堆停堆系统由两部分组成,即停堆信号部分及停堆执行部分。图1为典型的反应堆停堆系统的工作原理图。

前一部分属于反应堆保护系统本身。其安全逻辑装置用来进行符合逻辑处理。对反应堆起动保护的参数,一般采用“二取一”符合逻辑;对于其它保护参数,均采用“四取二”或“三取二”符合逻辑。这样,拒动概率和误动概率可很低,并保证足够的安全性和可靠性。

停堆执行部分包括停堆继电器、停堆断路器、控制棒驱动机构、控制棒及其连接部件。当接到停堆信号后,停堆断路器脱扣,触头打开,切断控制棒驱动机构的电源,控制棒便依靠重力自动落入堆芯。为可靠起见,停堆断路器采取断电脱扣的方式,并外加通电脱扣。

图1所示的停堆断路器触头矩阵采用“二取一”的符合逻辑的配置,这种配置目前在这个世界上使用最为广泛,有较好的安全性。当停堆断路器试验或维修时,可由旁路断路器替代工作,不影响反应堆的正常运行。80年代初,有些核电厂的停堆断路器的触头矩阵采用“四取二”符合逻辑的配置,这种配置不但安全性较好,而且一个停堆断路器误动作不会引起误停堆,故其可靠性也较好。

图1所示的停堆断路器触头矩阵采用“二取一”的符合逻辑的配置,这种配置目前在这个世界上使用最为广泛,有较好的安全性。当停堆断路器试验或维修时,可由旁路断路器替代工作,不影响反应堆的正常运行。80年代初,有些核电厂的停堆断路器的触头矩阵采用“四取二”符合逻辑的配置,这种配置不但安全性较好,而且一个停堆断路器误动作不会引起误停堆,故其可靠性也较好。

早期的保护系统其逻辑单元采用磁性元件。随着电子器件可靠性的提高,大部分核电厂采用集成电路固态元件,近来国外正在开发基于微处理器的反应堆保护系统。

反应堆停堆系统采用手动和自动相结合的在线试验方式。自动检查采用编码的脉冲进行,以适应对符合电路的测试。脉冲的宽度一般比较小,约几十微秒,目的是使停堆执行部分来不及响应,以免造成误停堆。

预期瞬态未紧急停堆(ATWS)保护系统 近年来,为了提高核电厂运行的安全性,在核电厂的安全分

析中专门对预期瞬态未紧急停堆的事故进行分析,要求冗余的保护系统,称ATWS缓解系统,以缓解这类事故带来的后果。该系统从传感器到执行机构都完全

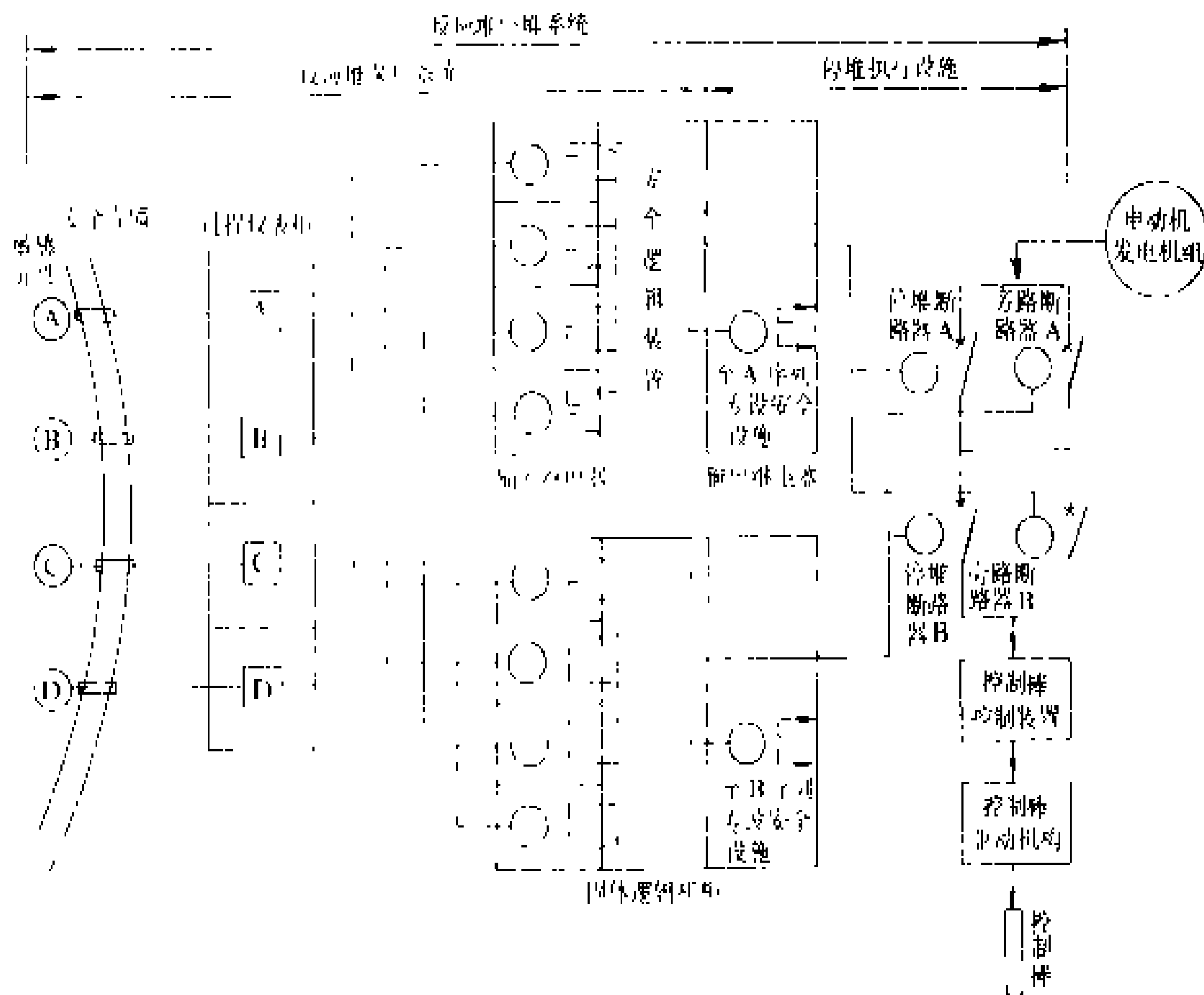


图1 反应堆停堆系统工作原理图

独立于反应堆保护系统,其输出信号将起动辅助给水系统并停止汽轮发电机组。

图2为ATWS缓解系统的工作原理图。整个系统

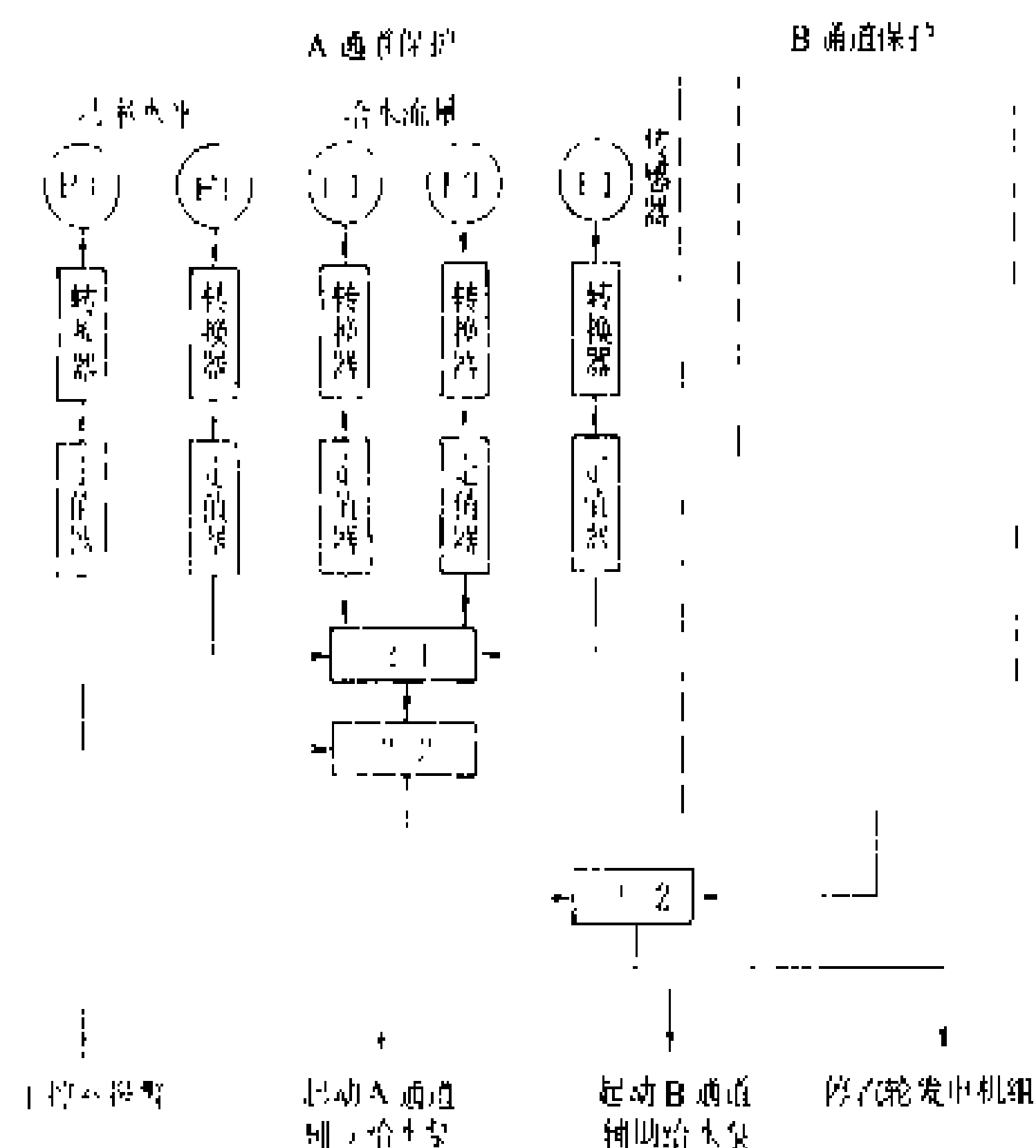


图2 ATWS缓解系统工作原理图

采用A、B两个通道,输入信号为给水流量,采取“四取二”符合逻辑,并用功率水平进行符合,当给水流量低于整定值,并且功率水平高于某个限值时,保护系统动作。

ATWS保护系统与反应堆保护系统一样,有同等的安全要求,在与反应堆保护系统接口处应采用隔离

部件。

参考书目

Foxboro. Product Application Data. Anticipated Transient Without Scram (ATWS) for Nuclear Power Plants. 1982

(陆曙东)

fanyingdui wendingxing

**反应堆稳定性** (reactor stability) 一座反应堆受到某种扰动后,偏离其原来的平衡状态,而趋向于新的平衡状态的属性。保证反应堆具有自稳定性,是核电厂安全设计原则之一。在反应堆发展过程中,曾由于设计不当,发生过反应堆功率共振的不稳定性问题。例如,美国的实验性快中子增殖堆 EBR-1,由于机械设计上的原因,产生了由燃料棒弯曲引起瞬时正反应性反馈和由上部结构板弯曲和膨胀引起的滞后负反应性反馈,从而引起反应堆功率共振,导致堆芯烧毁。在美国的实验性沸水堆 EBWR 上,也曾出现过类似的功率共振现象。

对于压水堆核电厂,为了保证反应堆具有自稳定性,功率系数必须是负的,即要求燃料反应性温度系数是负的,还要求自热态零功率至满功率,慢化剂反应性温度系数不出现正值。对于具有负的反应性反馈特性的反应堆,当反应性有一正扰动时,堆的功率上升,通过负的反应性温度反馈,给反应性正扰动以反向补偿,反之亦然。

上述第一种负反馈的机理是这样的,功率变化引起燃料温度变化,燃料温度变化继而引起中子共振吸收率的改变,从而产生反应性反向补偿,这种效应称为多普勒效应,燃料反应性温度系数的绝对值大小表征了多普勒效应的强弱。由于燃料温度变化对功率变化的响应是瞬时的,所以多普勒效应是瞬发的。对于压水堆,以低富集度的铀 ( $^{235}\text{U}$  富集度约为 3%~4%) 作核燃料,因此多普勒效应总是负的。第二种负反馈机理是,由功率变化引起慢化剂密度变化,继而使慢化剂吸收中子能力和慢化中子能力发生变化,从而产生反应性反向补偿。由于热量从燃料到冷却剂(也是慢化剂)有一热传递过程,所以这种反向补偿效应对扰动来说有一时间滞后。为了使慢化剂反应性温度系数是负的,在压水堆核电厂的设计中采取了一些相应措施:一是堆芯栅格结构选取欠慢化型;二是冷却剂中的可溶硼

浓度必须加以限制,一般在 1300~1400ppm 以下。除了在设计方面作了上述考虑外,在反应堆的机械和结构上也作了相应的考虑。因此,目前的压水堆核电厂具有良好的自稳定性能。

另外,在大型核电厂的核设计中,还须考虑对氙致功率振荡所具有的稳定性。由于裂变产物碘、氙和功率扰动的相互作用,使功率峰在堆芯内有规律地移动,形成功率振荡。如果振荡是发散的,并且不及时地加以控制,则会危及堆芯安全。氙致功率振荡方式有径向、轴向和方位角方向上振荡。在核设计中,选取恰当的堆芯高度-直径比以及使反应堆具有良好的负反应性反馈效应,都会对功率振荡起阻尼作用。一般来说,径向功率振荡不易发生,方位角方向上振荡只有在控制棒作违禁移动的激励下才能发生,发生可能性较大的是轴向功率振荡。由于氙致功率振荡的过程是很缓慢的,利用堆内、外探测器监测以及控制棒移动,能有效地加以控制和抑制。

(陈仁济)

fanyingdui wentai regong sheji

**反应堆稳态热工设计** (reactor steady state thermo-hydraulic design) 根据安全和经济适用的原则确定一个优化的堆芯冷却方案,分析计算反

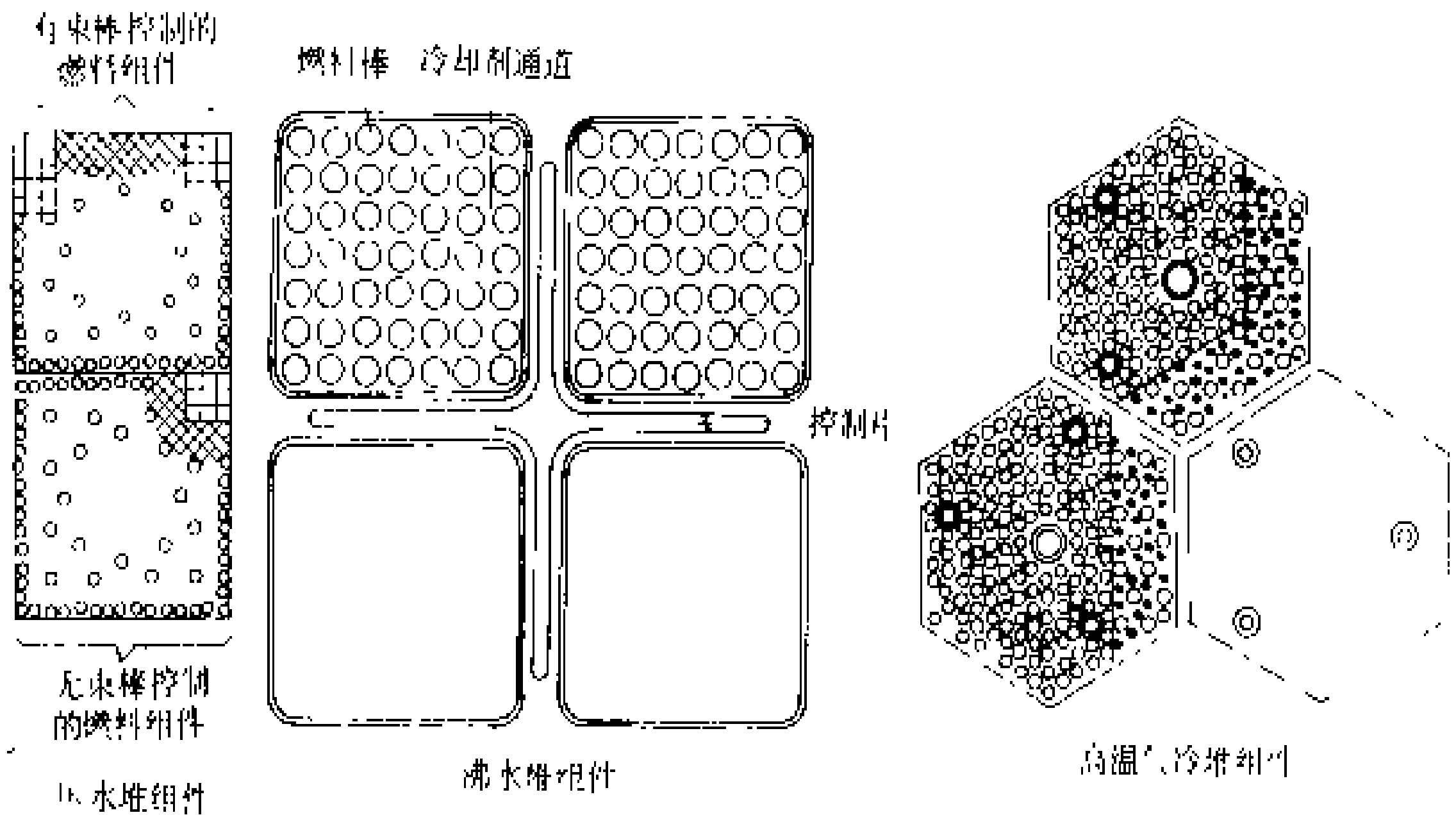


图1 反应堆燃料组体

应堆在各种给定的稳态工况下的热工参数。其中包括堆芯冷却剂压力、温度及流量分布、燃料元件温度和偏离泡核沸腾比等参数。

**堆芯并联通道模型** 反应堆堆芯是由许多结构类同的燃料组件组成的。几种典型的燃料组件被表示在图1中。反应堆热工-水力分析中,把堆芯按其热流密度和流量的不同进行分区。具有相同热流密度及流量的燃料组件或流道作为同类流道(图2、图3),堆芯被简化成在上下空腔相联通的并联通道模型(图4)。反

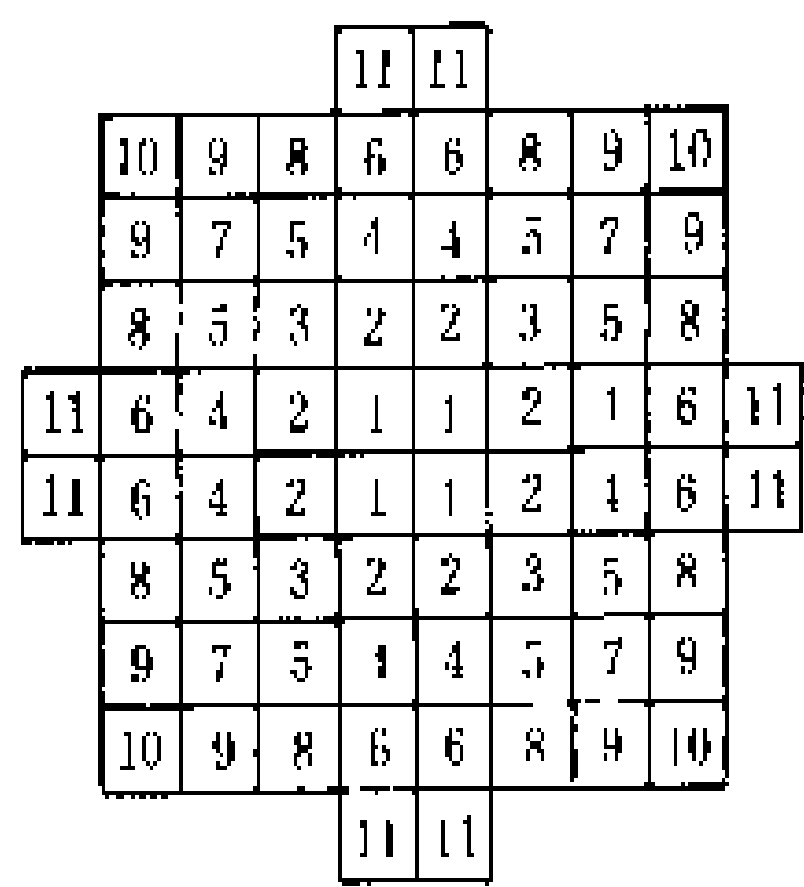


图2 沸水堆堆芯分区示意图

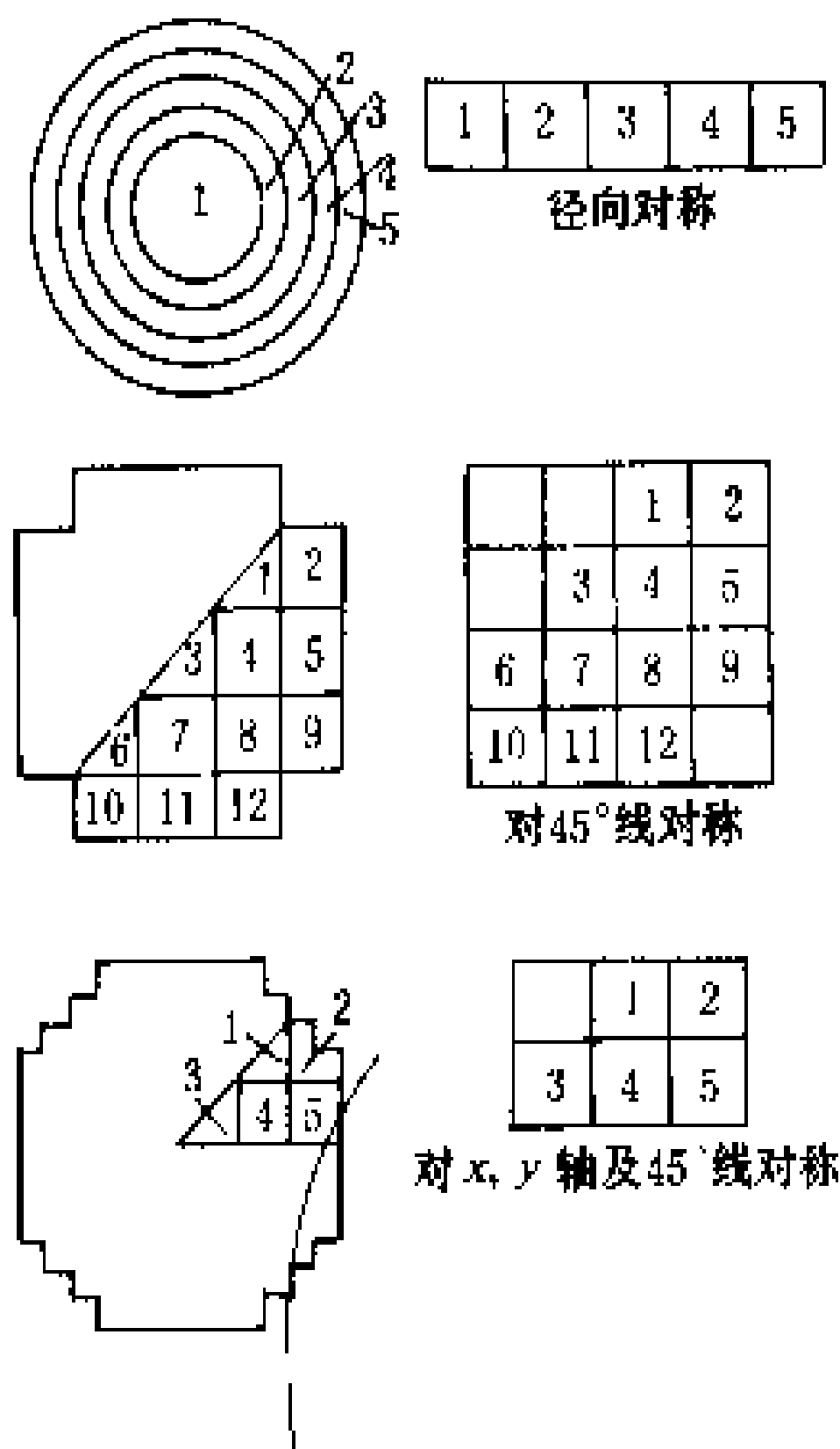


图3 压水堆堆芯分区示意图

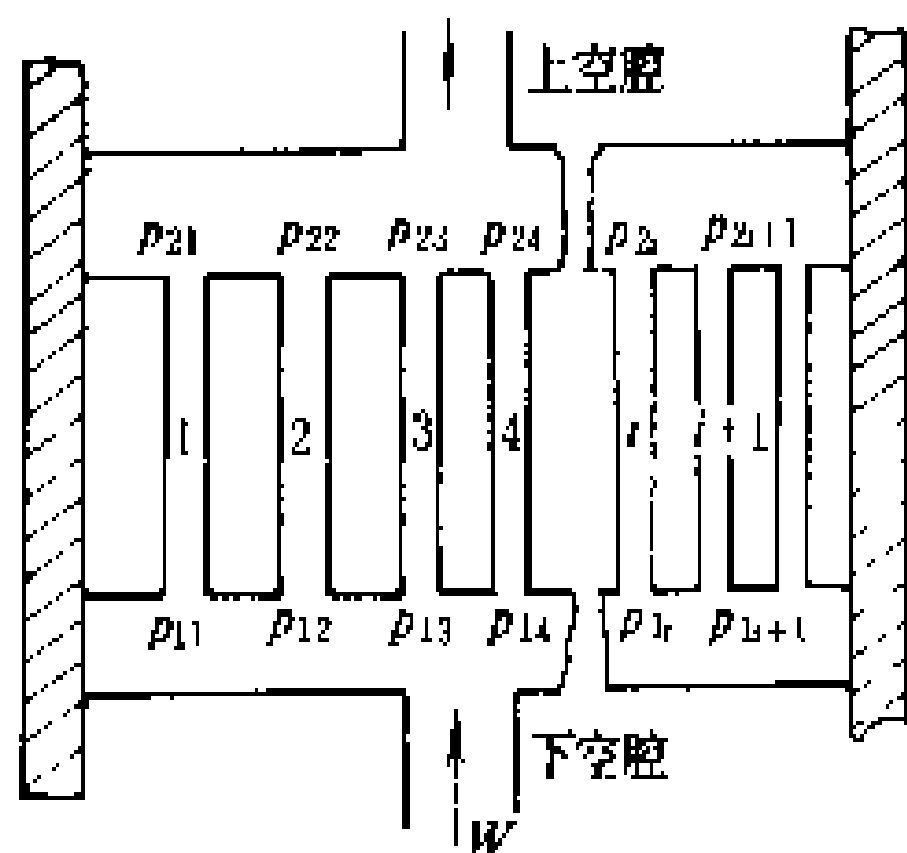


图4 堆芯并联通道模型

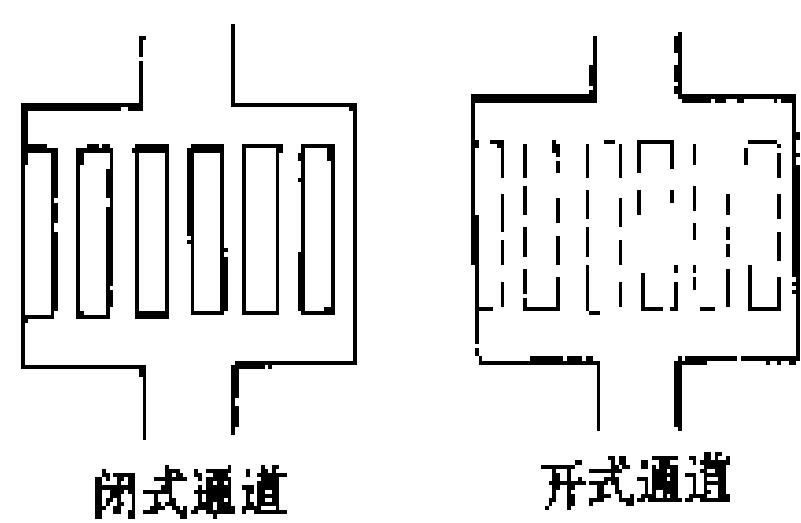


图5 通道分类

应堆燃料组件因结构形式的不同而有闭式通道和开式通道之分(图5)。①闭式通道:通道被元件盒壁所隔离,相邻通道间无质量、动量和能量的交换。②开式通道:相邻通道间无封闭的隔离“墙”,相邻通道间有流

体的横向流动和混流交混,因此在通道之间有质量、动量及能量交换。

在反应堆稳态热工设计中,要计算堆芯各类通道内详细的热工参数。堆芯最高燃料温度及最小偏离泡核沸腾比等参数必须满足安全准则的要求。设计中运用了下述①平均通道:具有平均热流密度、平均冷却剂流量、焓升和名义几何参数的通道;②热通道:堆芯内具有最大焓升的燃料冷却剂通道,它是合理地集中了核的和工程的诸不利因素影响的通道;③热通道因子:通道的局部状态和平均状态的比值。热流密度热通道因子是堆芯最大热流密度和平均热流密度的比值,它是核热流密度热通道因子 $F_q^N$ 及工程热流密度因子 $F_q^E$ 的乘积,表示成 $F_q = F_q^N F_q^E$ 。用相同的定义方式表示冷却剂焓升的热通道因子 $F_{\Delta H} = F_{\Delta H}^N F_{\Delta H}^E$ (动力压水反应堆设计中常用的热通道因子表示在表1中)。用以反映堆芯内功率的非均匀分布、控制棒或燃料组件间隙造成的局部功率畸变、核分析的不确定性、通道内流量分配的不均匀性及工程偏离造成的不利影响。

表1 压水反应堆设计中的热通道因子①

项 目	符号	50年代	60年代	70年代
核热流密度因子	$F_q^N$		3.11	2.59
工程热流密度因子	$F_q^E$	1.08	1.04	1.03
热流密度因子	$F_q$	5.17	3.24	2.67
核焓升因子	$F_{\Delta H}^N$		1.73	1.545
工程焓升因子	$F_{\Delta H}^E$	1.28	1.22	1.075
焓升因子	$F_{\Delta H}$		2.11	1.67

① 随着技术的不断完善,热通道因子呈逐渐减小的趋势。

**平均通道模型** 用单一的平均通道的参数代表反应堆的总特性。先用冷却剂质量、动量及能量守恒方程计算冷却剂平均通道的轴向焓分布、通道压降及偏离泡核沸腾比 DNBR 等分布参数,然后将所有的热通道因子合理地集中于热通道,分析热通道的热工参数。热通道中最高燃料温度及最小偏离泡核沸腾比要满足安全准则的要求。其设计步骤表示在图6中。平均通道模型简单、计算速度快,但是不能给出堆芯的详情。反应堆初步设计时常用平均通道模型。关于平均通道计算方法及有关公式,可参见反应堆释热,反应堆传热、反应堆流体力学。

典型的压水堆平均通道模型的计算结果表示于图7。

**全堆芯模拟模型** 在目前的反应堆详细设计中,都用全堆芯模拟模型,其结果更为真实详细。由于全堆芯模拟模型计算量大、过程复杂,所以通常是用反应堆热工-水力分析程序在大型数字计算机上完成的。自20世纪60年代以来,国际上相继发展了一批用于反应堆热工分析的子通道分析程序。程序中考虑了相邻

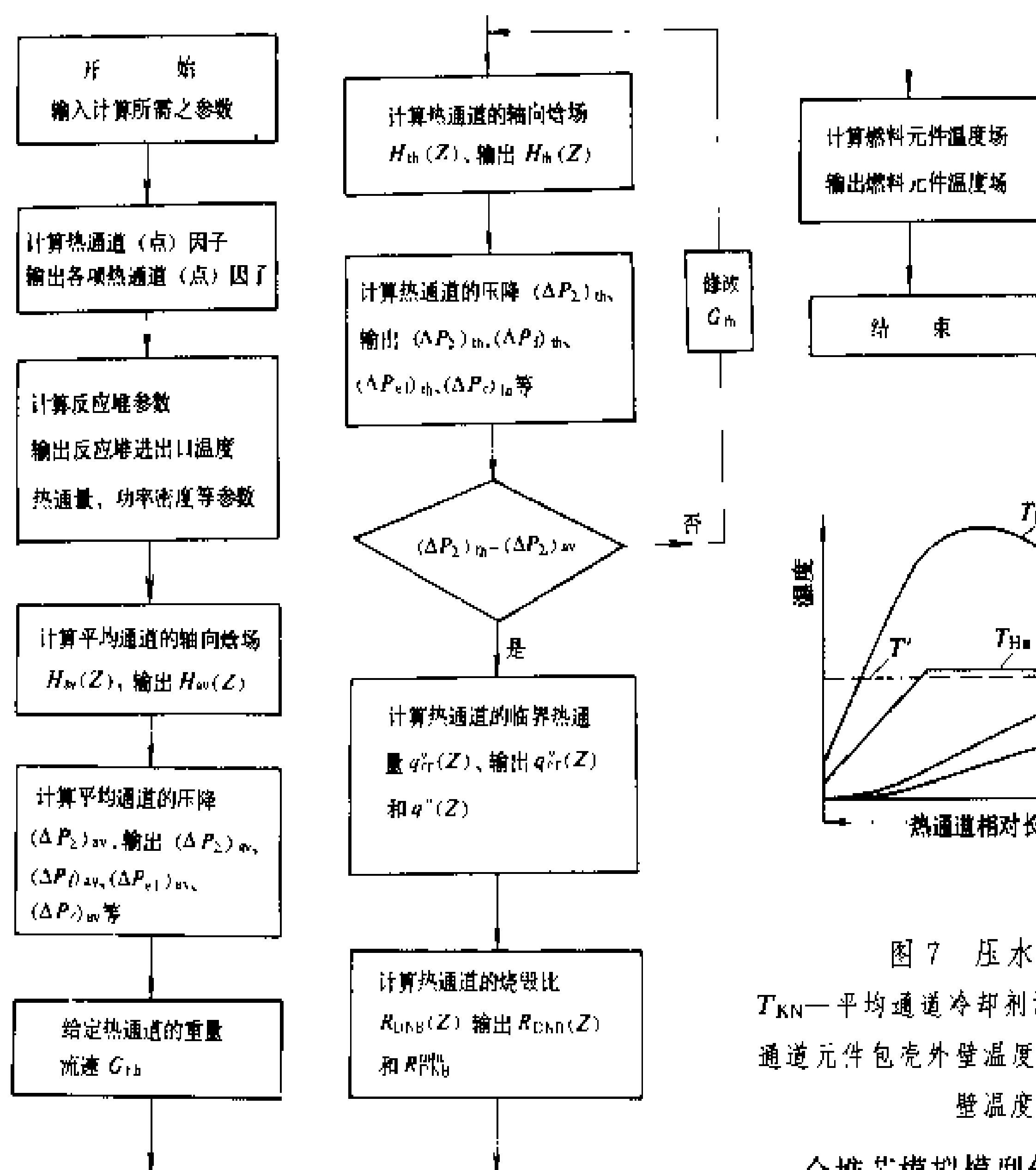


图 6 平均通道热工水力设计方框图

通道间质量、动量和能量交换问题；对于有元件盒的闭通道则是子通道横向交换量为零的特例。表 2 简要给出了几种热工-水力子通道分析程序的性能。

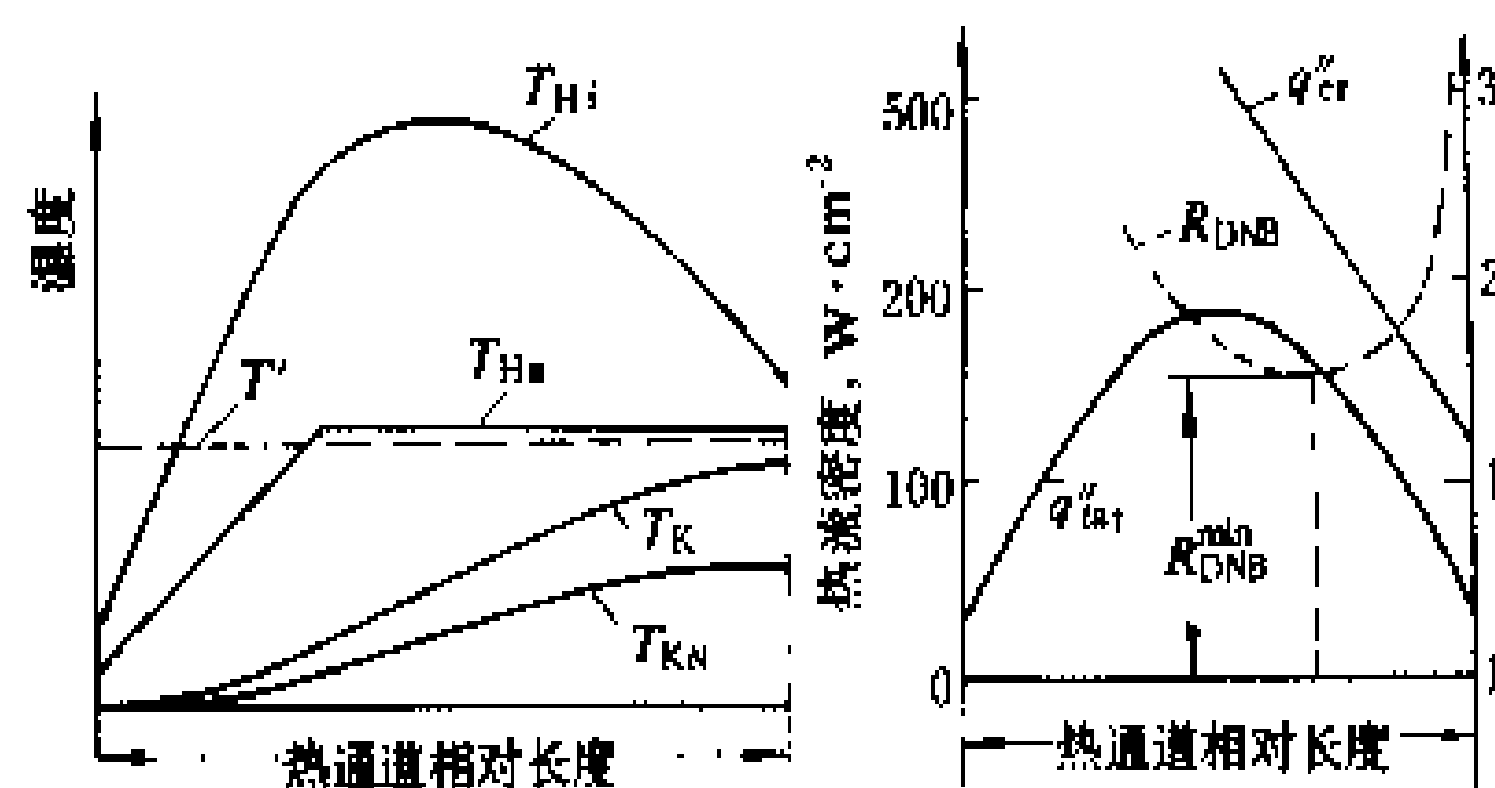


图 7 压水堆平均通道模型计算结果  
 $T_{KN}$ —平均通道冷却剂温度； $T_K$ —热通道冷却剂温度； $T_{Hb}$ —热通道元件包壳外壁温度； $T_{Hi}$ —热通道元件包壳内壁温度； $T'$ —冷却剂饱和温度

全堆芯模拟模型分析过程如下：首先按反应堆物理计算提供的堆芯功率分布，将堆芯分区（见图 2、图 3），接着作堆芯流量分配设计和计算，以确定各冷却剂通道流量分

表 2 几个热工水力子通道分析程序

程序简称	作者	文献	年份	流体的相	棒束形状及排列	混合		分子导热	应用范围
						紊流	横流		
THINC-1, 2	Zurick	WCAP-3764	1962	单、两	任意	无	有	无	压水堆
HECTIC-1	Kattchee	IDO-28695	1962	单	任意	有	无	无	气冷堆, 单相液冷堆
COBRA- I	Rowe	BNWL-1229	1970	单、两	正方形或三角形	有	有	无	压水堆, 沸水堆
COBRA- II C	Rowe	BNWL-1695	1973	单、两	任意	有	有	无	压水堆, 沸水堆
COBRA- II M	Marr	ANL 8130	1975	单、两	任意	有	有	无	压水堆, 沸水堆
HAMBO-1	Bowring	AEW-R-524	1967	单、两	任意	有	有	无	压水堆, 沸水堆
JOYO	Niyamoto	JAPFNR-19	1971	单	三角形	有	有	有	钠冷快堆
MISTRAL	Baumann	KFK 1605	1972	单	三角形	有	有	有	钠冷快堆
HERA-1A	Nijsing	EUR-4905	1973	单	三角形	有	有	有	钠冷快堆
DIANA	Hirao		1974	单	任意	有	有	有	钠冷快堆
MATTEO	Forti	RT/ING (74)	1974	单、两	任意	有	有	无	水冷堆
THINC-4	Chelemer		1977	单、两	任意	有	有		水冷堆
COBRA-N	Stewart	BNWL-1962	1976	单、两	任意	有	有		压水堆, 沸水堆

布。堆芯各区功率及流量确定之后,运用热工-水力分析程序作全堆芯模拟的热工分析,以计算堆芯各区的冷却剂温度、压力、临界热流密度、偏离泡核沸腾比和燃料温度等详细热工参数,同时找出堆芯最热的组件。最后,对堆芯最热组件作更细的开式通道分析。在此分析中,合理地集中热通道因子,计算堆芯燃料最高温度及最小偏离泡核沸腾比等参数。在开式通道分析中,运用的阻力、传热和临界热流密度等计算公式和平均通道模型的相同。

开式通道分析模型有一维及三维分析模型。对于任何一个子通道,其一维模型包括质量平衡方程、轴向动量方程、横向动量方程和热量平衡方程等四个基本方程,COBRA 程序采用一维方程,这类程序简单而且计算速度快,但使用时有一定的局限性,不能处理流动严重阻塞和倒流等工况。THINC-4 及 THERMIT-2 等程序采用三维方程,能分析反应堆事故中可能出现的通道严重阻塞等工况,但计算机时间较一维程序的多。三维程序近来得到了发展。

#### 参考书目

任功祖,动力反应堆热工水力分析,北京:原子能出版社,1982

(高祖璜)

fanyingdui wuli

**反应堆物理** (reactor physics) 研究在各种增殖系统及有关介质内中子的时间、空间、角度及能量分布的一门学科。某些与中子有关的安全问题、核动力系统中的燃料经济问题、新型裂变材料及能量转换问题等也都属于本学科的研究领域。研究的核心是中子增殖系统的物理性能。

**物理基础与研究方法** 就物理本质而言,反应堆物理基本上是建立在下述两方面知识基础上的一门新学科:①中子核反应的一些基本实验结果,特别是各种核素的中子吸收、散射和裂变截面随中子能量变化的规律。反应堆物理利用了原子核物理中的这些成果,对中子反应的微观截面加以整理、编辑和评价后,作为反应堆物理的基本数据。②描述中子群体空间运动及增殖过程的数学模型。反应堆物理的研究方法是利用已知截面规律,用数学模型或实验方法定量描述中子群体时间、空间的迁移及增殖过程,并计算出一些主要的物理参量来说明中子增殖系统的物理性能。这些参数包括临界特性、反应性、功率分布、动态参数、燃耗、控制特性,增殖特性,等等。

**研究内容** 一般说来,反应堆物理研究的内容包括:①核能发展技术路线的物理研究。根据本国的自然资源及经济发展的前景,讨论多种反应堆的技术经济

特性,确定发展不同类型反应堆的战略布局。例如,铀资源的保护、钍资源的利用以及新一代堆型的研制等。

②中子物理微观常数的整理、评价和编辑。③堆物理积分实验数据的测量、整理、评价和编辑,以及新的堆物理实验用设备的研制和新测量技术的发展(见反应堆物理实验)。④堆物理计算分析用数学模型及计算机程序的编制和程序库的建立。⑤与中子增殖系统临界有关的安全概念的研究:核电厂的安全性能在相当程度上与反应堆的物理性能有关,因而对反应堆物理本身提出更高更严的要求。⑥对各种新型堆的概念及在堆内裂变材料实现转换或增殖的研究。例如,铀-钍转换反应堆中钍的利用,快中子反应堆中钚的生成等都与堆的基本物理性能及中子平衡分配有密切关系。

**反应堆物理设计** 就某个具体反应堆工程项目来说,反应堆物理研究的对象就是这个项目中系统的中子物理特性。例如,某个反应堆设计、建造和运行中的物理问题。具体的反应堆物理设计工作要分阶段进行:

(1)在提出一个新的反应堆设计任务后,先要选择物理方案。主要是从反应堆物理性质,即从堆的装料方案、临界质量、反应性、燃耗、燃料元件、材料、堆芯布置等方面结合堆的热工-水力参数、屏蔽及控制等因素作参数性研究,其中特别重视安全问题,如尽可能使各种反应性系数值保持较大的负值。在这一阶段,堆物理参数分析工作是在众多因素中起关键导向作用的。

(2)选定了一种或少数几种方案后,便开始进行具体设计。在这阶段中,主要研究的物理特性还是前一设计阶段中那些参量,例如临界参数、功率分布、动态参数、控制特性、增殖性能以及屏蔽性能等。但要求弄清细节问题,要求有更高、更正确的结果。在工程正式设计结束时,能给出具体结果,以便安排堆内部件的加工。在这阶段工作中,中子通量密度的空间分布和堆内中子平衡是两大关键。前者决定了整个堆内发热分布及各部件内热工状态;后者与整个堆的反应性、反应性控制及燃料增殖性能有关。

(3)反应堆建造完毕后,就进入运行阶段。第一步是物理起动。物理起动时要对堆的物理性能进行测量,确定各种物理特性,保证堆的安全有效运行。当反应堆投入正式运行后,要进行燃耗研究,改进燃料管理方式,尽可能通过展平功率增加出力及提高平均燃耗来降低动力堆的发电成本。在整个堆的运行中,堆的安全监督及安全保证工作是极其重要的,特别是要防止由于反应性快速变化而造成中子通量密度及功率快速上升的瞬变过程。(见核电厂的燃料管理)

反应堆的安全特性在很大程度上取决于物理特性。例如,当前用于核电厂的压水堆,当由于某个外界扰动造成功率上升时,水的温度上升;由于冷却剂水的负反应性温度效应,造成反应性下降,从而迫使功率回降。所以它有一种负反馈效应,能在一定程度上对堆的稳定运行起保护作用。反应堆物理设计除了要保证反应堆具有良好的运行安全特性外,还要考虑在各种事故工况下堆的物理状态,防止出现可能危及居民和环境的重大事故(见核电厂事故分析)。

**简史** 早在1940年,E.费米(E. Fermi)等人在美国筹建世界上第一座反应堆时,热中子反应堆物理研究工作就已开始。但直到60年代初期,由于中子微观截面数据不齐全及精度不高,电子计算机处于开始应用阶段,能力较弱,而理论模型又过于简单,热中子反应堆物理仍处于待完善的阶段。用理论计算法得出的反应堆物理特性与实验不太相符,所以仍需通过大量模拟实验或零功率装置实验来为物理设计提供可靠依据(见反应堆物理实验)。随着核截面数据不断完善、电子计算机在速度和容量上的发展、理论模型的逐渐完善及已有大量可比实验结果的存在,热中子反应堆物理的大部分问题都可以用理论计算方法来解决。但是在进行与安全有关的多维时空动态(见反应堆动态学)、新型热中子反应堆和铀-钍循环研究时,实验反应堆物理仍占有一定地位。

快中子反应堆物理情况稍有不同。快中子反应堆的物理特性要比热中子反应堆复杂得多。现阶段还不能依靠理论来解决快中子堆芯及安全特性的全部工作,仍需通过堆物理实验进行研究。所以在快中子反应堆领域中,反应堆物理理论和实验两方面仍有待进一步发展。

#### 参考书目

Weinberg A M & Wigner B. The Physics Theory of Neutron Chain Reactor. Chicago: The University of Chicago Press, 1985

罗璋琳,罗安仁.实验反应堆物理.北京:原子能出版社,1987

(罗经宇)

fanyingdui wuli jisuan

### 反应堆物理计算 (reactor physics calculation)

通过计算的方法,研究反应堆内部大量中子与物质的相互作用引起中子增殖以及中子在物质中运动的规律。与反应堆物理实验并称反应堆物理的两大组成部分。

反应堆物理计算要满足设计要求和安全准则。它包括:反应堆临界、燃耗、功率分布控制、反应性控制、

反应堆稳定性与安全性等诸方面的内容。

**计算方法** 主要从中子的能量变量与空间变量两方面进行处理。

(1)中子的能量变量分群法:通常,在热中子反应堆内,由于裂变中子的平均能量为2MeV,而引起裂变的中子主要为热中子(能量约为0.1eV以下)。因此实际上要处理的中子能量跨过了相当大的一个连续能量区间,而堆内各种材料的核截面又与中子能量密切相关。因而要较真实地反映反应堆的物理过程,必须考虑中子对于空间与能量的连续依赖关系。中子能量对于堆内材料截面的关系是极其复杂的,很难用解析方法表示。因此通常用分群方法来近似地处理。即把整个中子能量的分布范围划分成若干个离散的能量间隔,每一个能量间隔为一个能群。采用能群平均的中子参数来表述该能群内中子的平均特性,这种平均参数叫做群参数。这样就把原来是一个能量连续变化的中子运动方程式简化成用各分能群中子的平均参数描述的中子运动方程式。这种方法叫做分群法。在热中子反应堆内,一般采用四群或两群方法。

(2)中子的空间分布方程:在每一能群中,描述中子运动时,着重于其空间运动关系。考虑到中子在介质内的运动主要是中子和介质原子核的碰撞,而中子间的相互碰撞可以略去不计。原来在某一位置上具有某一能量和运动方向的中子,由于中子运动及其与原子核散射碰撞的结果,将在另一个位置上出现,并具有另一种能量和运动方向。中子从一个位置、能量和方向输运到另一位置、能量和运动方向的过程叫做输运过程。

对单个中子来讲,它在介质内,一直进行运动,直到它被吸收或从反应堆表面逸出为止,其运动轨迹是杂乱无章的折线,这是一个无规则的随机过程。但是,在实际上,我们所要讨论的是大量中子的统计行为,它们所造成的宏观行为是可以描述的。注意到中子运动不仅和空间点有关,而且和运动方向及其速度(即能量)有关。这样建立的方程为中子输运方程。

建立中子输运方程所遵守的一条基本原则,就是中子数守恒或中子平衡。在一定体积内,中子密度随时间的变化率应等于它的产生率减去消失率。由于在对能量变量的处理上一般采用了分群方法,这样,在产生率中包括了真正裂变中子分配在这个能群中的份额,加上由其它能群散射而进入此能群的中子。这样得出的输运方程是一个线性的微分-积分方程。它能精确表示出中子的空间、能量和运动方向分布。但在一般情况下很难求出输运方程的解析解。即使在电子计算机上利用数值方法求解,仍然是非常复杂和困难的事情。因此在实际反应堆物理计算中,它往往只用在一些实

实际上需要精确计算的局部区域中,或作为基准比较用。

在大型反应堆的堆芯中,中子的空间分布是接近各向同性的。这样就可以近似地认为中子的分布与运动方向无关,使问题大大简化。通过这种近似简化得到的方程称为中子扩散方程(见中子扩散)。把分群法应用于扩散方程后,这样最终得出堆内中子空间分布的方程式就是一组联立多群扩散方程组。在每个方程中只出现空间变量,与能量有关的中子截面参数将作为常数出现在方程内。多群扩散方程是反应堆物理计算中最常用的方程。

由于堆芯成分、几何结构的复杂性,多群扩散方程是不可能用解析方法求解的。随着电子计算机和计算技术的发展,目前借助于电子计算机的数值方法几乎已成为反应堆物理计算中普遍采用的主要方法。

**计算步骤** 应用电子计算机来进行反应堆物理计算时,首先根据实际求解需要,提出数学模型,例如多群扩散方程或输运方程;其次根据数学模型,选择适当的数值计算方法,确定计算步骤,编制程序利用电子计算机求解;最后讨论解,同时给出中子的空间和能量分布及决定它们随时间的变化率。一般采用差分法来解多群扩散方程。为了保证计算的精度,差分法中网格间的间距一般不能取得太大,在热中子反应堆内,它约为1~2cm。对大型热中子反应堆,如果做三维计算用差分方法解分群中子方程时,空间总网格数达百万量级。这样,对计算机容量及其计算速度提出了相当高的要求。在具体反应堆物理计算中,要求多次计算处于不同工况下的堆芯物理情况。所以也要求多次求解分群扩散方程。这是一个十分费时间的过程。因此近年来相应地发展了一些更有效的近似计算方法,如节块法及有限元法等。求出中子在堆芯内空间的分布及反应性后,很快地就可得出功率分布。然后通过热工-水力计算求得温度分布。

对于压水堆来说,水密度的大小会影响扩散方程中的中子宏观截面参数,而水(慢化剂)密度与温度有着强烈的依赖关系,这样就存在着一个与热工-水力计算相耦合的中子扩散计算问题。这在沸水堆中更为突出。以沸水堆为例来看,在作反应堆物理计算时,先假定一个三维中子通量密度分布(例如,轴向为余弦分布),而后由冷却剂流量及空间功率分布及气泡分布求出温度和慢化剂密度等参数在堆芯内各处的数值。而后以此为基础,进行三维分群中子扩散计算,求出空间各处中子及功率分布。这些结果又可作为热工-水力计算的输入数据,从而求出新的温度和气泡分布。如果前后两者差别比较大,则要进行进一步的迭代,重复上述过程,直至收敛为止。只有这样才能真正给出堆芯内的中子通量密度分布,同时也给出热工-水力学的计算

结果。

在求得堆芯内中子通量密度及功率的空间分布后,就可以确切地知道堆芯内各处核燃料裂变的情况,亦即可以求出核燃料同位素及裂变产物随时间的变化规律。核燃料同位素成分及裂变产物同位素成分随燃耗过程的变化,改变了堆芯中各处材料的成分,同时,也对中子通量密度的空间分布,特别是,对反应性产生影响,即,随着可裂变核的消耗及裂变产物积累,会造成反应性下降。注意到核密度和中子通量密度两者都是空间和时间的函数,而两者又互相影响互相依赖,要直接求解这些方程是比较困难的。为了保证计算可靠性,还必须将反应堆的燃耗计算与热工-水力学计算结合在一起。

反应堆物理计算就是要在给定的堆芯材料成分和同位素的核密度条件下,借助于电子计算机进行分群扩散(或输运)计算。这时必须考虑到热工-水力的耦合。从这些计算中求出反应堆的有效增殖系数、中子通量密度和功率分布等参数。然后,通过调节控制棒或可燃毒物配置,求得临界条件下的硼浓度或控制棒位置以及此时的中子通量密度和功率空间分布。在空间计算结束后,把时间加上一个步长,假设在这个时间阶段内,中子通量密度空间分布不变,然后解每个燃耗区的燃耗方程,求出在本时间步长末期燃料中各种重同位素成分的浓度,这些又作为下一次空间计算的起点。

上述空间和时间部分计算需要反复交替进行,直到剩余反应性降为或接近零。这时需要换料。卸出堆芯内部分已燃耗过的燃料组件,并装入新燃料。为了保证功率分布均匀及最大限度地均匀利用各燃料组件,对堆芯燃料装载方式要进行适当的调整,即要进行燃料管理。

与安全有关的时空动力学的计算也是极其重要的一个环节。由于瞬发中子寿命极短,所以要精确描述它,必须采用极短的时间步长求解三维空间瞬态扩散方程。由于它的重要性与计算工作量大,仍在探索用更有效更正确的计算方法,来解决有关时空动力学的反应堆安全问题。

#### 参考书目

Weinberg A M & Wigner B. The Physics Theory of Neutron Chain Reactor. Chicago: The University of Chicago Press, 1985

Rouen Y. Handbook of Nuclear Reactor Calculations. CRC Press, 1986

(罗经宇)

fanyingdui wuli shiyan

反应堆物理实验 (reactor physics experi-

ment) 通过实验的方法,研究反应堆内部大量中子与物质相互作用引起的中子增殖以及中子在介质中的运动规律。与反应堆物理计算并称反应堆物理的两大组成部分。

反应堆物理实验一直对于反应堆技术的发展起着重要的作用。自1942年末建立第一座反应堆,第一次实现了可控自持链式裂变反应后,世界各国先后发展了各种类型的反应堆。为了研究反应堆的物理特性,建立了各种类型反应堆的临界装置与次临界装置。在这些装置上进行了大量实验,研究了各种栅格的中子增殖特性及有关参量。并由此进一步促进了反应堆物理理论的发展。随着计算技术的发展和大型计算机的应用,反应堆物理计算方法日趋完善,计算精度不断提高。尽管如此,理论模型及计算结果仍需要经过实验检验。尤其对于新发展的堆型,通过在其临界装置上开展各种物理实验研究,可以为堆的设计和方案选择提供可靠的数据。动力堆和研究性堆首次起动的物理实验和运行期间动态参数的测量,对于反应堆的安全运行是不可缺少的。伴随核电事业的发展,堆噪声分析方法已经可用来作为反应堆安全监测和事故诊断的一种手段。到目前为止,反应堆物理实验方法已逐步成熟和系统化了。

与一般核物理实验方法不同,堆物理实验的特点在于研究大量中子与大量原子核相互作用的综合性宏观结果,而不研究中子与原子核相互作用的微观特性。综合结果反映在反应堆的宏观参数中,如中子扩散长度(见中子扩散)、材料曲率(见反应堆临界)、反应性等。这些往往是某种分布对空间、能量或时间的积分的结果。反应堆物理参数的信息与中子的运动有关,通常通过对中子的测量才能获取这些参数的信息。例如,“反应性”本身是不能直接测量的,只能通过测得的中子密度随时间的变化规律,再根据反应性的定义而间接定出。按照中子密度或中子通量密度随时间变化规律的不同,反应堆物理实验可分为静态实验与动态实验两大类:

(1)静态实验:以稳态中子密度或中子通量密度的测量为基础的实验。属于这类实验的有:在西格马(Sigma)堆上测量慢化材料的性能参数,如中子年龄(见中子慢化)、热中子扩散长度等;在次临界装置上测定反应堆的材料曲率以及在临界装置上进行的临界实验、堆芯栅格参数和中子能谱的测量等等。这类实验的特点是不研究中子密度或中子通量密度随时间的变化规律。只需测量稳定状态(或称静态)下中子密度或中子通量密度或反应率(见核反应),就能求得所需要的参数。根据所得结果可以校核理论计算模型和基本核数据。

(2)动态实验:根据测量堆内中子密度或中子通量密度随时间变化的规律定出反应堆参数。这类实验的特点是测量过程中反应堆不处在临界状态。象反应性的测量、传递函数的确定等都属于这类实验。这类实验方法很多,如常用于测量反应性的周期法、落棒法、跳源法、脉冲中子源法以及测量反应性及传递函数的振荡法等。在反应堆超临界状态下实验,需要格外考虑安全问题。反应堆运行中的一些实验,如控制棒刻度、反应性温度系数(见反应性系数)的测量等也属于此类实验。控制棒效率由于理论计算比较复杂,往往要通过实验来校核计算结果,以检验所用的计算方法。

反应堆噪声分析 近些年来,反应堆噪声分析方法也作为一种反应堆物理实验方法,用来测量反应性等参数,并已经用来研究分析反应堆部件的振动和一些热工水力特性,以及反应堆安全监测与事故诊断。它是根据中子密度或中子通量密度围绕其稳态平均值的随机统计涨落的变化,而测定堆动态参数的。从宏观上看,中子密度或中子通量密度是静态的,因为其平均值不随时间变化;但从微观上看,它又是动态的,因为其涨落随时间变化。噪声分析方法的优点是不必使反应堆受到扰动,就可以获取所需要的信息。

零功率反应堆 可以实现自持链式裂变反应(见链式反应)的临界装置。由于其功率是从零点几瓦到几十瓦,远比一般反应堆的功率低,所以称它为零功率堆。它具有可接近性和灵活可变性的优点,其栅格构成和布置可根据实验的需要改变。因为其运行功率很低,信号微弱,所以要求其控制系统格外灵敏;又因功率很低、发热甚微,所以它不需要设置冷却回路系统。反应堆物理实验一般多在零功率堆上进行。零功率堆的安全性是非常重要的问题,要求装设有多重保护设施,如设置两个以上的独立停堆系统等。

对反应堆物理实验,要求不仅有先进的测量技术,而且还必须有可靠的设施与严格科学的规程,以确保安全。每个反应堆物理实验中心都配备有专门的实验研究人员及受过专门训练的运行人员。

虽然热中子反应堆的大部分物理问题可以用理论方法解决,但在多维时空动力学等动态堆物理问题方面,实验研究是具有重要作用的。另外,在一些新的堆型,如使用铀-钍循环的重水堆等方面,堆物理实验仍然占有很重要的地位。快中子反应堆情况则不同,在技术上比热中子反应堆复杂。快中子反应堆的安全问题也多一些。理论与实验都需要做大量工作,特别对涉及安全的重大问题是需要进行大量实验工作的。

#### 参考书目

胡大璞,郑福裕编著,核反应堆物理实验方法,北京:原子能出版社,1988



罗璋琳，罗安仁编著，实验反应堆物理，北京：原子能出版社，1987

(郑福裕)

tanyingdu; yalirongqi cailiao

**反应堆压力容器材料** (materials for reactor pressure vessel) 包括反应堆压力容器母材、焊接材料和螺栓、螺母等部件的材料。由于反应堆压力容器在高温高压水和强中子辐照环境下工作，它的完整性对核电厂的安全极为重要。因此，对反应堆压力容器材料要有严格的要求，它们应具有：合适的机械性能、良好的加工和焊接性能以及抗中子辐照脆化性能。

**压力容器母材** 反应堆压力容器的母材一般为低合金钢，世界各国普遍采用 Mn-Ni-Mo 系低合金钢，其化学成分和机械性能见表 1 和表 2。

**化学成分** 除表 1 中规定的各种成分允许偏差

外，应严格控制材料中的 P、Ni、Cu 元素含量，以减少材料受中子辐照后其脆性转变温度升高；严格控制其中 S 和 As、Sb、Sn 等微量元素含量，以避免钢材的热脆性；控制其中 Co 含量以减少材料的感生放射性（见放射性）。

**力学性能** 反应堆压力容器材料需有良好的冲击韧性，以避免水压试验时的脆性破坏和限制运行期间的中子辐照脆化（见表 2）。一般要求材料试样在某一参考无延性转变温度  $RT_{NDT}$ （见无延性转变温度）时夏比 V 型缺口试验的  $C_v$  值要大于 86J，横向侧膨胀量要大于 0.9mm。在工程上，采用 SA508-3 钢时，往往先定一个温度（10℃，-10℃或-12℃），要求在该温度下落锤试验不裂，定为  $RT_{NDT}$ 。再按  $RT_{NDT} + 33℃$  做夏比 V 型缺口冲击性能试验，使试样的  $C_v$  值达到上述要求。对反应堆压力容器筒身段的材料，还要求  $C_v$  曲线的上平台能量，使  $C_v^{EVS} \geq 130J$ 。

表 1 反应堆压力容器材料化学成分

标准	型式	名称	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Cu	Mo	V	Al
ASME (美国)	板材	SA533BC11	$\leq 0.25$	0.15/0.30	1.15/1.50	$\leq 0.035$	$\leq 0.040$	0.40/0.70	—	0.10	0.45/0.60	—	—
	锻件	SA508C13	0.15/0.25	0.15/0.35	1.20/1.50	$\leq 0.025$	$\leq 0.025$	0.40/1.00	$\leq 0.05$	—	0.45/0.60	$\leq 0.05$	—
TÜV (德国)	板材	22NiMoCr37	0.17/0.25	0.15/0.35	0.50/1.00	$\leq 0.020$	$\leq 0.020$	0.6/1.20	0.30/0.50	—	0.50/0.80	$\leq 0.03$	—
	锻件	20MnMoNi55	0.17/0.23	0.15/0.30	1.00/1.50	$\leq 0.020$	$\leq 0.020$	0.40/0.80	$\leq 0.30$	$\leq 0.18$	0.45/0.60	$\leq 0.03$	$\leq 0.05$
JIS (日本)	板材	SQV2B	$\leq 0.25$	0.15/0.30	1.15/1.50	$\leq 0.035$	$\leq 0.040$	0.40/0.70	—	—	0.45/0.60	$\leq 0.05$	—
	锻件	SFVV3	0.15/0.25	0.15/0.35	1.20/1.50	$\leq 0.025$	$\leq 0.025$	0.40/0.80	—	—	0.45/0.60	$\leq 0.05$	—
RCCM (法国)	板材 锻件	16MND5	$\leq 0.20$	0.10/0.30	1.15/1.55	$\leq 0.008$ (0.015)	$\leq 0.008$ (0.012)	0.50/0.80	$\leq 0.25$	$\leq 0.08$	0.45/0.55	$\leq 0.01$	$\leq 0.04$

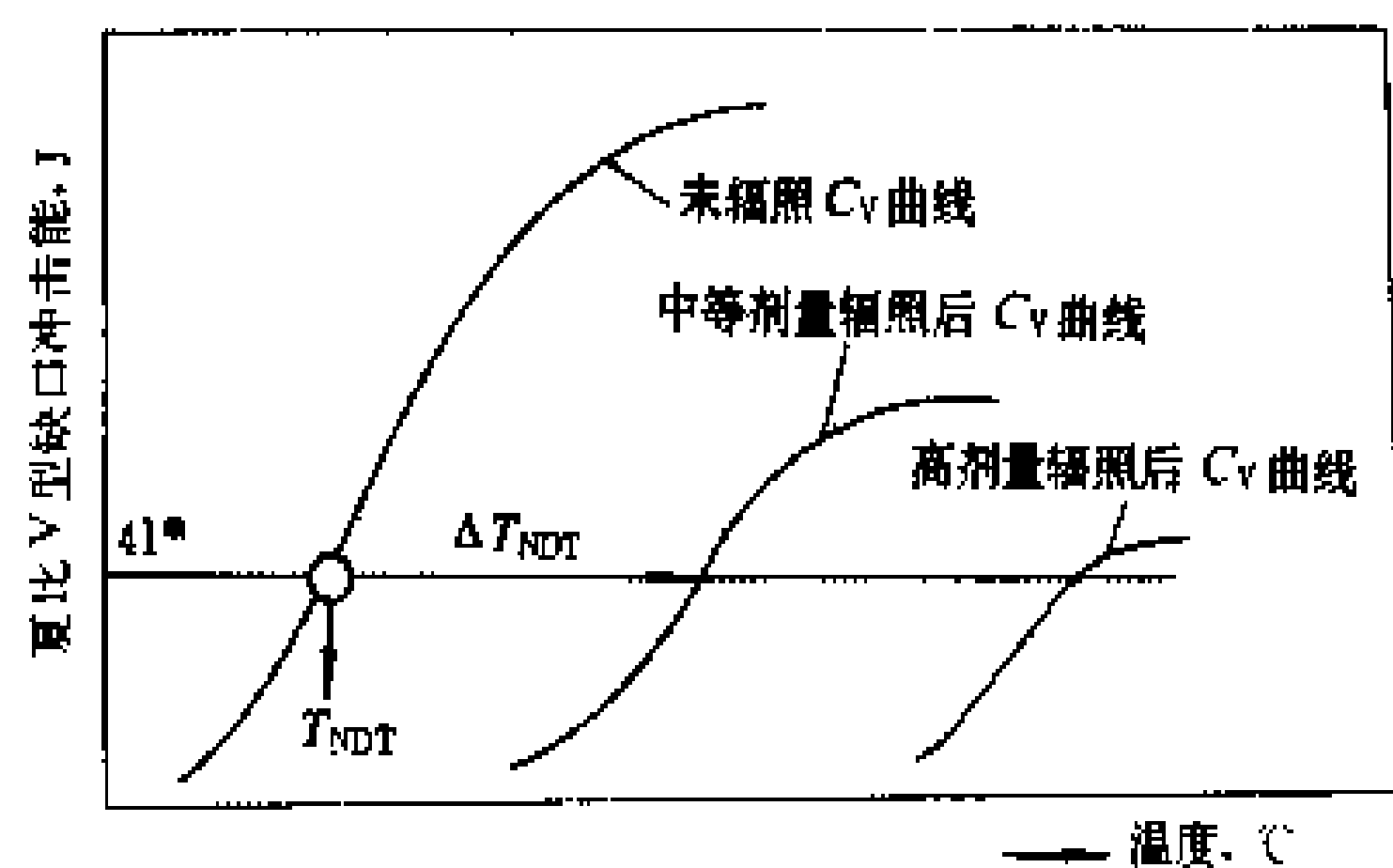
表 2 反应堆压力容器材料机械性能

标准	名称	室 温				高 温 (350℃)		
		屈服强度 $\sigma_{0.2}$ (N/mm <sup>2</sup> )	抗拉强度 $\sigma_b$ (N/mm <sup>2</sup> )	延伸率 $\delta_5$ (%)	断面收 缩率 $\psi$ (%)	屈服强度 $\sigma_{0.2}$ (N/mm <sup>2</sup> )	抗拉强度 $\sigma_b$ (N/mm <sup>2</sup> )	延伸率 $\delta_5$ (%)
ASME (美国)	SA533BC11	$\geq 345$	551/690	$\geq 18$	$\geq 38$	$\geq 285$	$\geq 526$	$\geq 16$
	SA508C13	$\geq 345$	551/724	$\geq 18$	$\geq 38$	$\geq 285$	—	$\geq 16$
TÜV (德国)	22NiMoCr37	$\geq 392$	$\geq 559$	$\geq 18$	$\geq 45$	$\geq 343$	$\geq 490$	$\geq 14$
	20MnMoNi55	$\geq 392$	$\geq 559$	$\geq 19$	$\geq 45$	$\geq 314$	$\geq 490$	$\geq 14$
JIS (日本)	SQV2B	$\geq 480$	620/853	$\geq 16$	—	—	—	—
	SFVV3	$\geq 345$	$\geq 549$	$\geq 18$	$\geq 38$	—	—	—
RCCM (法国)	16MND5	$\geq 400$	550/670	$\geq 20$	—	$\geq 300$	—	$\geq 20$

**辐照性能** 反应堆压力容器材料受能量大于 1 MeV 的快中子辐照后，其金属晶格点阵会出现缺陷，从而使材料的力学性能改变。此时，钢材的强度升高，塑、韧性降低，尤其是韧性降低。如以夏比 V 型缺口冲击韧性数据来衡量，未辐照和已辐照（快中子注量为  $1 \times 10^{19} \sim 5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ）的钢材，用  $T_{NDT}$  温度升高值  $\Delta T_{NDT}$  来表征中子辐照后的脆化倾向（见图）。如果

$\Delta T_{NDT}$  升高从而使  $T_{NDT}$  升高，在反应堆压力容器的正常运行温度小于  $T_{NDT} + 33℃$  时，压力容器就可能产生脆性破坏。所以，在选材时应对制造压力容器的母材和焊接接头（包括焊缝金属及热影响区）的试样事先做辐照试验，以确定  $\Delta T_{NDT}$  的值。

**疲劳和断裂性能** 通过对材料进行疲劳试验，求得疲劳曲线，以验证该曲线不低于规范确定的疲劳曲



评定反应堆容器钢材辐照脆化的  
无延性转变温度示意图  
\* 41J 通常作为钢材脆性的判据

线。近期,还规定反应堆压力容器材料需满足断裂韧性的要求。即从断裂力学试验中获得的数据应高于规范规定的参考临界应力强度因子 ( $K_{IR}$ )—温度 ( $T-RT_{NDT}$ ) 曲线。其中  $T$  为许用  $K_{IR}$  的对应温度;  $RT_{NDT}$  为参考无延性转变温度;  $T-RT_{NDT}$  是两者的温差。

**紧固件材料** 反应堆压力容器所用的螺栓、螺母和垫圈材料要有较高的强度,同时又有良好的塑、韧性和抗疲劳性能。一般使用的材料均类似于美国 SA540B<sub>23</sub> 和 B<sub>24</sub> 铬—镍—钼合金钢,SA540B<sub>24</sub> 用于螺母及垫圈。

(潘系人)

tanyingdui yalirongqi shuiwei celiang

**反应堆压力容器水位测量** (water level measurement of RPV) 压水堆事故后监测的重要手段,其测量数据用于判断失水事故(见严重事故)后堆芯是否具备足够的冷却条件,有助于操纵员采取正确的事故处理措施。

为适应反应堆压力容器高温、高压、高辐照的条件,且要求有高的可靠性,压力容器水位测量可行的方案有:差压变送器方案和热端加热热电偶(热电阻)方案。

**差压变送器方案** 其工作原理与常规的密闭容器差压变送器水位测量的原理相同。由于失水事故时一回路系统处于不同的温度、压力下,为保持相应的测量精度,检测系统通常由几台不同量程的变送器组成,并对堆芯及引压管内水的比重变化进行补偿。

**热端加热热电偶(热电阻)方案** 整个探测组件由数个液位探测点组成,每个探测点由一对热电偶(热电阻)组成,其中一支加热,而另一支不加热。当液位高于探测点时,由于液体导热性能良好,此对热电偶(热电阻)测出的温度差别很小。当液位低于探测点时,由于气体导热性能较差,温度差别较大,从而可以判断液

位处于那两个探测点之间。

测量系统还配有信息处理、显示及记录装置。

(谢光涌)

tanyingdui yibiao jiance xitong

**反应堆仪表监测系统** (reactor instrumentation monitoring system) 用以在正常运行和事故工况下,监测反应堆工作状况的仪表系统。反应堆仪表监测系统检测反应堆内核裂变反应过程,检测热能在堆内传递的热工过程,并监测与反应堆组成部件工作状态有关的各种参数,及时向主控制室提供反应堆运行或事故工况下的全部信息,并向反应堆控制系统和保护系统提供相应的信号。

反应堆仪表监测系统的组成与堆型有关。就压水堆而言,有核功率测量系统(见核功率测量),堆芯测量系统,控制棒位置指示系统(见控制棒位置指示),以及事故后监测系统等四部分。对压力管式反应堆来说,它由大量相同的工艺单元组成,为此设置工艺管成群监测系统。除了直接的物理量监测系统外,一般还设有间接物理量监测装置。

**核功率测量系统** 由布置在堆芯四周的探测器和测量仪表组成。通过检测堆芯外的中子通量密度,来检测反应堆在启动、正常运行和停闭时的功率及其变化速率。设有专用的探测器,用以为反应堆功率调节系统提供中子通量密度水平信号。另一些专用探测器为反应堆保护系统提供超功率、功率倾斜,或短周期等保护信号。

**堆芯测量系统** 由堆芯中子通量密度测量系统(见堆芯中子通量密度测量)和堆内温度测量系统(见堆内温度测量)组成。

(1)堆芯中子通量密度测量系统。由设置在燃料组件测量管道中的微型裂变室、微型裂变室传动机构及测量仪表组成,用以检测堆芯不同部位、不同高度的中子通量密度水平,监察堆芯功率峰值,并为验证堆芯物理性能,以及燃料管理提供实测数据。

(2)堆内温度测量系统。由设置在燃料组件靠近冷却剂出口处的热电偶、引出电缆及测量仪表组成,用以检测反应堆径向不同部位不同燃料组件的温度值,监察燃料组件的过热。

**控制棒位置指示系统** 用以检测各类控制棒在堆芯中的位置,并在主控制室显示每组控制棒的插入深度,以便于操纵员调整控制棒的插入深度,保持合理的堆芯中子通量密度分布。

**事故后监测系统** 系美国三里岛核电厂事故后发展起来的系统,主要用于监察失水事故后堆芯是否具备充分的冷却条件,主要的监测参数有反应堆压力容

器中的水位和反应堆出口冷却剂的欠热度。

工艺管成群监测系统 通常设有工艺管冷却剂进口流量、出口温度监测，石墨气冷堆还设有元件表面温度监测，以监察工艺管及其燃料元件的运行状况。

间接物理量测量系统 除了直接的物理量监测系统外，为了便于对反应堆工作状态的监察，近年来还开发了间接物理量监测装置，如反应性模拟器，偏离泡核沸腾（DNB）比等。

反应性模拟器是利用点中子动力学模型，将反应堆中子通量密度的变化反演为反应性参量。早期的反应性模拟器基于模拟计算机技术，近期的反应性模拟器采用了数字模拟混合技术，以提高测量精度。

反应堆仪表监测系统具有如下特点：①与反应堆的安全密切相关。因此必须保证测量系统充分地可靠，对一些重要参数的监测要考虑冗余性，通常设置两个通道，即 A 通道和 B 通道，彼此互相独立，并进行实体隔离，以防止共模故障。②与反应堆紧急停闭、堆芯应急冷却、余热导出、防止放射性物质外逸有关的仪表和监测系统属于安全 1E 级。1E 级设备应在发生意外事故期间或事故以后继续工作。1E 级设备应符合严格的质量保证要求，并能耐安全停堆地震（SSE）。此外，1EA 级设备安装在安全壳内，还应能耐失水事故时的温度和压力，并能抗含 NaOH 水的腐蚀。③从次临界到满功率，反应堆中子通量密度水平的变化达十个数量级以上，核功率测量系统应具有很宽的量程范围。④堆芯测量装置及其引出电缆应能耐高中子通量密度和高强度的  $\gamma$  辐照。

参考书目

Harrer J M, Beckerley J G. Nuclear Power Reactor Instrumentation Systems Handbook. La Grange: The Office of Information Services U.S. Atomic Energy Commission, 1973

（奚绍黄）

tanyingxing

**反应性**（reactivity） 反应堆的有效增殖系数  $K_{eff}$  减 1 与有效增殖系数  $K_{eff}$  之比，即  $\rho = \frac{K_{eff}-1}{K_{eff}}$

$\frac{\Delta k}{k}$ 。反应性表示反应堆偏离临界的程度。当反应堆临界时， $K_{eff}=1$ （见反应堆临界），反应性  $\rho$  等于零。当反应堆超临界时， $K_{eff}>1$ ，反应性  $\rho>0$ 。当反应堆次临界时， $K_{eff}<1$ ，反应性  $\rho<0$ 。反应性  $\rho$  的绝对值愈大，则反应堆离开临界的程度愈远。当  $\rho$  为负时，其绝对值称为次临界度。反应性除了以数值  $\frac{\Delta K_{eff}}{K_{eff}}$  来表示外，常以  $\beta$  的倍数“元”来表示，其中  $\beta$  为缓发中子有效份额。1 元反应性即数值为  $\beta$  的反应性。在反应堆运行中，常以  $10^{-6}$  的倍数“pcm”来表示反应性。1pcm 反应性即数值为  $10^{-6}$  的反应性。

在反应性发生阶跃变化的情况下，反应性  $\rho$  和反应堆的稳态周期  $T$  的关系（见反应堆动态）为  $\rho = \frac{\Lambda}{T} + \sum \frac{\beta_i}{1+\lambda_i T}$ ，式中  $\lambda_i$  为第  $i$  组缓发中子先驱核的衰变常数， $\beta_i$  为第  $i$  组缓发中子的有效份额， $\Lambda$  为反应堆每代中子时间。

反应堆中重要的反应性值有剩余反应性、控制毒物的价值、停堆深度等。几种主要堆型的各种反应性值见表。

剩余反应性 在堆中没有任何控制毒物（如控制棒、可燃毒物和化学补偿毒物等）的条件下，堆的超临界的反应性称为剩余反应性。堆的剩余反应性的大小与堆的运行时间和工况有关。

控制毒物的价值 控制毒物投入堆芯时所引起的反应性变化的绝对量，亦称反应性当量。

停堆深度 当全部控制毒物投入堆芯时的反应堆所达到的次临界度。显然停堆深度等于全部控制毒物的价值与堆的剩余反应性之差。它与反应堆的运行时间和工况有关。

几种主要堆型的各种反应性值

项 目	沸水堆	压水堆	重水堆	高温气冷堆	钠冷快堆
清洁堆芯的剩余反应性					
在 20℃ 时	0.25	0.293	0.075	0.128	0.050
在运行温度时		0.248	0.065		0.037
在平衡氙和钐时		0.181	0.035	0.073	
总的被控价值	0.29	0.32	0.125	0.210	0.074
控制棒的价值	0.17	0.07	0.035	0.16	0.074
可燃毒物的价值	0.12	0.08	0.09	0.10	
化学补偿价值		0.17			
停堆深度					
冷态和清洁的堆芯	0.04	0.03	0.05	0.082	0.024
热态和平衡氙和钐时		0.14		0.137	0.037

### 参考书目

杜德斯塔特, 汉密尔顿著, 核反应堆分析, 吕应中等译, 北京: 原子能出版社, 1980 (Duderstadt JJ & Hamilton LJ. Nuclear Reactor Analysis. New York: John Wiley & Sons Inc, 1976)

(胡大璞)

fanyingxing kongzhi

**反应性控制** (reactivity control) 对反应堆内剩余反应性的控制。其主要任务是采取不同的控制方式, 在确保安全的前提下, 控制反应堆内的剩余反应性, 以满足反应堆长期运行的需要; 通过控制毒物适当的空间布置和最佳的提棒程序, 使反应堆在整个堆芯寿期内保持较平坦的功率分布, 尽可能地减小功率峰因子; 在核电厂负荷变化时, 能自动调节反应堆内反应性, 使之响应负荷的变化; 当反应堆出现异常现象或事故时, 能迅速安全地停闭反应堆, 并保持适当的停堆深度。

凡是能够有效地影响反应堆内反应性的任何装置、机构和过程都可以用作反应性的控制。概括起来有四种反应性控制方法: 中子吸收法、改变中子慢化性能法、改变燃料含量法以及中子泄漏法等。

**中子吸收法** 利用在堆芯中添加或移出控制毒物来改变堆内中子吸收。现在大多数核电厂反应堆上广泛采用的控制毒物有三种: 可移动式控制棒、固体可燃毒物和液体冷却剂中加入可溶性毒物 (如硼酸等)。

**改变中子慢化性能法** 多指重水-轻水混合反应堆中, 通过调节重水与轻水的比例, 来改变堆内中子能谱, 从而改变反应性的方法。

**改变燃料含量法** 指在用燃料作控制棒或作控制棒跟随体的情况下, 当移动控制棒时, 除了改变堆内中子吸收之外, 还改变堆内燃料含量, 从而改变反应性。

**中子泄漏法** 利用移动反射层的方法, 改变堆内中子泄漏量, 从而改变反应性。

反应性控制方式的选择与反应堆堆型选择紧密相关。在石墨或重水作慢化剂的反应堆中, 由于初始的剩余反应性比较小, 控制棒的效率较高, 所以多采用棒控制方式。在轻水慢化的反应堆中, 初始剩余反应性很大, 控制棒的效率又比较低, 如果全部采用控制棒来控制, 则需要控制棒数目多; 又因这类堆芯栅格稠密, 设计排列较多控制棒是困难的。此外, 为了多安装棒驱动机构装置, 在反应堆压力容器上封头就要增多开孔, 这将严重地影响其机械强度。所以, 当今世界上的压水堆核电厂多采用控制棒和在冷却剂加添适量硼酸二种方式联合控制。这样既减少控制棒的数目, 又保证了足够的剩余反应性。但在压水堆电厂中, 冷却剂里硼浓度一

般限制在 1300~1400ppm 以下 (见反应性系数), 所以在第一次新堆起动前, 由于剩余反应性很大, 还需要在堆芯里分布插装固体可燃毒物棒。沸水堆与压水堆不同, 它并不采用在冷却剂中添加硼吸收剂来控制堆内反应性。在小型块中子反应堆中, 有的利用移动反射层的办法来改变堆内中子泄漏量以实现反应性的控制。

### 参考书目

谢仲生主编, 核反应堆物理分析 (上册), 第二版, 北京: 原子能出版社, 1985

(郑福裕)

fanyingxing xishu

**反应性系数** (reactivity coefficient) 反应堆的反应性  $\rho$  对某给定相关参数  $x$  的偏导数  $\alpha_x$ , 即  $\alpha_x = \frac{\partial \rho}{\partial x}$ 。如反应性对温度的偏导数称为反应性温度系数, 简称温度系数; 反应性对冷却剂的空泡份额的偏导数称为反应性空泡系数, 简称空泡系数。这些参数的变化往往是由于反应堆内中子密度或功率的变化引起的。而堆内中子密度的变化又是反应性的变化引起的。这样就形成一种反馈效应。反馈的强弱用反应性系数来表征。反馈效应的正负影响反应堆的稳定性与安全。为了保证反应堆的安全, 要求反应性系数是负值。

常用的反应性系数有温度系数、空泡系数及功率系数几种。

**温度系数** 温度变化 1 K 引起反应性的变化, 即  $\alpha_T = \frac{\partial \rho}{\partial T}$ 。堆芯中各种成分 (燃料、慢化剂和冷却剂等) 的温度及其温度系数都是不同的。反应堆总的温度系数等于各成分的温度系数的总和, 即:  $\alpha_T = \sum_i \frac{\partial \rho}{\partial T_i} = \sum_i \alpha_{T_i}$ , 式中  $T_i$  和  $\alpha_{T_i}$  分别为堆芯中成分  $i$  的温度和温度系数。其中起主要作用的是燃料温度系数  $\alpha_T (F)$  和慢化剂温度系数  $\alpha_T (M)$ 。

(1) 燃料温度系数: 核燃料温度变化一度 (K) 引起的反应性的变化, 即:  $\alpha_T (F) = \frac{\partial \rho}{\partial T_F}$ , 式中  $T_F$  为堆芯中核燃料的温度。

反应堆的热量产生于燃料内, 燃料温度变化对反应堆功率变化的响应是瞬时的, 所以燃料的温度效应是一个瞬发效应, 它对反应堆的安全起着十分重要的作用。

燃料温度系数主要是由燃料核共振吸收的多普勒 (Doppler) 效应 (见中子核反应截面) 引起的, 故又称多普勒反应性系数。燃料温度升高将使  $^{238}\text{U}$  共振吸收峰展宽, 导致中子的共振吸收增加, 从而引起反应性的减少。因此对采用低富集度核燃料的反应堆来说, 多普

勒反应性系数是负值。此外，核燃料因温度变化引起热膨胀，导致核燃料密度变化，从而引入反应性变化，这种机理对金属铀燃料较重要。

(2) 慢化剂温度系数：慢化剂温度变化 1K 所引起的反应性的变化，即： $\alpha_T(M) = \frac{d\rho}{dT_M}$ ，式中  $T_M$  为慢化剂的温度。由于热量从燃料到慢化剂有一热传递过程，慢化剂的温度变化对功率变化来说要滞后一段时间，因此慢化剂温度效应是一个滞后效应。

慢化剂的温度升高以后，慢化剂的密度(特别是液态慢化剂)及其微观中子截面都会发生变化，这将使慢化能力减弱与中子能谱硬化。由于慢化能力的减弱，中子未慢化至热能前被核共振吸收的概率增大，而引起反应性的减小。这是一个负效应。由于慢化剂密度的减小，慢化剂对热中子的吸收也相应地减小了，因而慢化剂相对于燃料对热中子的吸收减少了，从而使堆的热中子利用系数提高了。这将导致反应性的增加。它是一个正效应。此外，由于中子能谱的硬化，燃料每吸收一个热中子后，由于裂变产生的平均快中子数会有所降低，从而引起反应性的减小。综合这些因素，慢化剂的

温度系数可正可负，视具体情况而定。尤其当液体慢化剂中加入化学补偿毒物时，出现正效应的可能性会有所增加，因而在压水堆电厂里，为了使其具有负反应性系数，对化学补偿剂(硼)的含量应加以限制(硼浓度一般限制在 1300~1400ppm 以下)。

空泡系数 在反应堆中，冷却剂内的空泡份额变化百分之一所引起的反应性变化，即  $\alpha_v = \frac{d\rho}{dV_v}$ ，式中  $V_v$  表示在冷却剂内汽泡所占的体积百分数。

以液体作慢化剂和冷却剂的反应堆中，由于冷却剂的沸腾(包括局部沸腾)产生的汽泡占据了液体慢化剂的空间，这将导致：①慢化剂对中子吸收的减少，从而使堆的热中子利用系数提高；②中子泄漏增加；③慢化能力的变小和中子能谱硬化。第一项为正效应，第二项为负效应，第三项可以是正效应，也可以是负效应。总的净效应是正还是负与反应堆的类型与其核特性有关，并与空泡出现的位置有关。一般说来，对于压水堆是负效应。而对大型快中子反应堆，可能出现正效应，特别是当空泡出现在堆芯中心区时。

几种典型反应堆的反应性系数如表所示。

典型反应堆反应性系数

项 目	沸水堆	压水堆	重水堆	高温气冷堆	钠冷快堆
燃料温度系数 ( $10^{-5}/K$ )	-4~-1	-4~-1	-1~-2	-7	-0.1~-0.25
慢化剂温度系数 ( $10^{-5}/K$ )	-50~-8	-50~-8	-3~-7	+1.0	
空泡系数 ( $10^{-5}/\%$ 功率)	-200~-100	0	0	0	-12~+20

反应性功率系数 单位功率变化所引起的反应性变化称为反应性微分功率系数，简称功率系数，即， $\alpha_P = \frac{d\rho}{dP}$ ，式中  $P$  为反应堆的热功率。

反应堆的功率发生变化时，堆内核燃料的温度、慢化剂的温度以及冷却剂中的空泡含量都会发生变化，从而引起反应性的总变化。因此，功率系数  $\alpha_P$  是所有反应性系数的综合。在整个堆芯寿期中，要求它都是负的。在堆芯寿期末其负值更大，这是由于末期慢化剂的负温度效应增大的缘故。对核电厂运行来讲，更关注的是积分功率系数，即功率亏损。随着功率增长，功率亏损是负的，即向堆芯引入了负反应性，因此要维持反应堆临界，则必须向堆芯添加等量的正反应性，如提起控制棒或稀释硼的浓度等。而对当堆在稳定功率运行突然停堆后再起动前的情况，计算反应性平衡时，必须考虑到功率亏损这一项正的反应性。它对核电厂运行的自稳性有着重要的意义。

参考书目

谢仲生主编，核反应堆物理分析(上册)，第二版，北京：原子能出版社，1985

(胡大璞)

fangshexing

**放射性** (radioactivity) 某些核素自发地放出粒子或  $\gamma$  射线，或在轨道电子俘获后放出 X 射线，或发生自发裂变的性质。它是法国物理学家 H. 贝可勒尔(H. Becquerel)在 1896 年研究铀矿的荧光现象时发现的。能自发地放射各种射线的核素称为放射性核素。

放射性有天然放射性和人工放射性之分。天然放射性是指天然存在的放射性核素所具有的放射性。用人工办法(例如用反应堆和加速器)生产的放射性核素所具有的放射性，叫人工放射性。目前 1700 多种放射性核素中，人工放射性核素占了绝大多数。

**原子核衰变** 放射性与放射性物质的原子核衰变有密切关系。原子核衰变是指原子核自发地放射出  $\alpha$  或  $\beta$  等粒子而其本身转变为另一种原子核。放射性核素衰变的快慢常用半衰期来表示，即一定量的原子核衰变掉一半所需要的时间。半衰期的范围可从  $10^{10}a$  到  $10^{-9}s$ 。原子核衰变的形式有多种，主要有  $\alpha$  衰变、 $\beta$  衰变、 $\gamma$  衰变、同质异能跃迁及自发裂变等。

$\alpha$  衰变 原子核(母核)自发地放射出  $\alpha$  粒子(氦

核)而转变为电荷数减2,质量数减4的原子核。表示为 ${}^A_ZX \rightarrow {}^{A-4}_{Z-2}Y + {}^4_2\text{He}$ ,式中X为母核,Y为子核,A为原子核的质量数,Z为原子核的电荷数。

**β衰变** 原子核自发地放射电子或正电子或俘获一个轨道电子而发生转变,统称为β衰变。可区分为三种类型:

(1) 原子核自发地放射出电子而转变为电荷数加1、质量数不变的原子核时称为 $\beta^-$ 衰变。表示为 ${}^A_ZX \rightarrow {}^A_{Z+1}Y + e^- + \bar{\nu}$ ,式中 $e^-$ 为电子, $\bar{\nu}$ 为反中微子。

(2) 原子核自发地放射出正电子而转变为电荷数减1,质量数不变的原子核时称为 $\beta^+$ 衰变。表示为 ${}^A_ZX \rightarrow {}^A_{Z-1}Y + e^+ + \nu$ ,式中 $e^+$ 为正电子, $\nu$ 为中微子。

(3) 原子核俘获轨道电子而转变为电荷数减1、质量数不变的原子核的现象称为轨道电子俘获。表示为 ${}^A_ZX + e^- \rightarrow {}^A_{Z-1}Y + \nu$ 。

**γ衰变** γ辐射(或称γ光子)是经常伴随α或β衰变产生的。α衰变或β衰变所形成的子核,有的全部或大部分处于激发态。激发态是不稳定的,当从激发态直接退激或者级联退激到基态时,放出γ射线。这种现象称为γ衰变(或称γ跃迁)。γ衰变的子核和母核,其电荷数和质量数均相同,仅核的内部状态不同。有时从激发态转变到基态时,放出一个核外电子,称为内转换电子。内转换过程放出的内转换电子和放出的γ光子的概率之比称为内转换系数。

**同质异能跃迁** 原子核处在同质异能态(即原子核的一种平均寿命长得足以被观察的激发态)的γ跃迁。它是放射性衰变的一种形式。长寿命的同质异能态通常在核素符号的左上标质量数后面加上m来表示,例如, ${}^{60m}\text{Co}$ 。它与 ${}^{60}\text{Co}$ 的电荷数和质量数都相同,但半衰期不同,前者为10.5min,后者为5.27a。通常将具有相同质量数和原子序数,而处在不同核能态的一类核素称为同质异能素。

**自发裂变** 处于基态或同质异能态的原子核在没有外加粒子或能量的情况下发生的裂变。自发裂变和α衰变是重核衰变的两种不同方式,两者有竞争。对铀核,自发裂变和α衰变相比很小,仅仅是刚可被探测到的,但对某些人工制造的超重核,例如 ${}^{253}\text{Cf}$ 的自发裂变则是主要的衰变形式。 ${}^{253}\text{Cf}$ 是重要的自发裂变源和中子源。

**放射性衰变规律** 任何一种放射性原子核在单独存在时,随时间呈指数衰减过程,t时刻的原子核数为 $N(t) = N_0 e^{-\lambda t}$ ,式中λ为衰变常数, $N_0$ 表示时间为零时刻的母核数。衰变常数λ的大小决定了衰变的快慢。它只与放射性核素的种类有关。衰变常数λ与半衰期T成反比,λ越大,表示放射性衰减得越快,显然衰

减到一半所需要的时间也就越短。它们的关系是 $\lambda = \frac{\ln 2}{T} = \frac{0.693}{T}$ 。衰变常数是某种放射性核素的一个原子

核在单位时间内进行自发衰变的概率。因为λ是常数,所以每个原子核不论何时衰变,其衰变的概率均相同,这意味着,各个原子核的衰变是独立无关的,每个原子核衰变完全是偶然性事件。

平均寿命τ是在某特定状态下原子或原子核系统的平均存活时间。对大量放射性原子核而言,有的核先衰变,有的核后衰变,各个核的寿命长短一般是不同的,从t=0到t→∞都有可能。但对某一类核素而言,平均寿命τ是个常数。平均寿命τ和衰变常数互为倒数,即 $\tau = \frac{1}{\lambda}$ 。

由于测量放射性核的数目极不方便,且常常没有必要,而人们感兴趣又便于测量的是:一定量的某种放射性物质,在一个适当短的时间间隔中所发生的自发衰变数除以该时间间隔所得的商,即衰变率 $-\frac{dN}{dt}$ ,亦称放射性活度。其表达式为: $A \equiv -\frac{dN}{dt} = \lambda N = \lambda N_0 e^{-\lambda t} = A_0 e^{-\lambda t}$ ,式中 $A_0 = \lambda N_0$ ,是t=0时的放射性活度。放射性活度和放射性核数具有同样的指数衰减规律。

有的原子核经过一次衰变并不稳定,衰变过程仍继续进行,直到成为稳定核为止,其衰变规律较为复杂,这种衰变叫做连续衰变。连续衰变系列通称为放射系,在地壳中存在三个天然放射系。例如,钍系从 ${}^{232}\text{Th}$ 开始,经过10次连续衰变,最后到稳定核素 ${}^{208}\text{Pb}$ 。裂变产物常常要连续衰变,直至转变为稳定核素为止。例如, ${}^{140}\text{Xe}$ 要经过4次β衰变,转变到稳定核素 ${}^{140}\text{Ge}$ 。

连续衰变中,有可能出现放射性平衡。某一种衰变链中,各放射性活度均按该链前驱核素的平均寿命随时间作指数衰减变化。这种放射性平衡只有在前驱核素的平均寿命比该衰变链中其他任何一代子体核素的平均寿命长时,才是可能的。一种情况是,当前驱核素的平均寿命不是很长,但比该链中其他任何一代子体核素的平均寿命长,在时间够长以后,整个衰变系列会达到暂时平衡,即各放

射体的活度之比不随时间变化,各子体随母体的半衰期(或平均寿命)而衰减,如图1所示,图1中曲线a表示子体的放射性活度随时间的变化;曲线b表示母体的活度随时间的变化;曲线c表示母子体的总放射性活度随时间的变

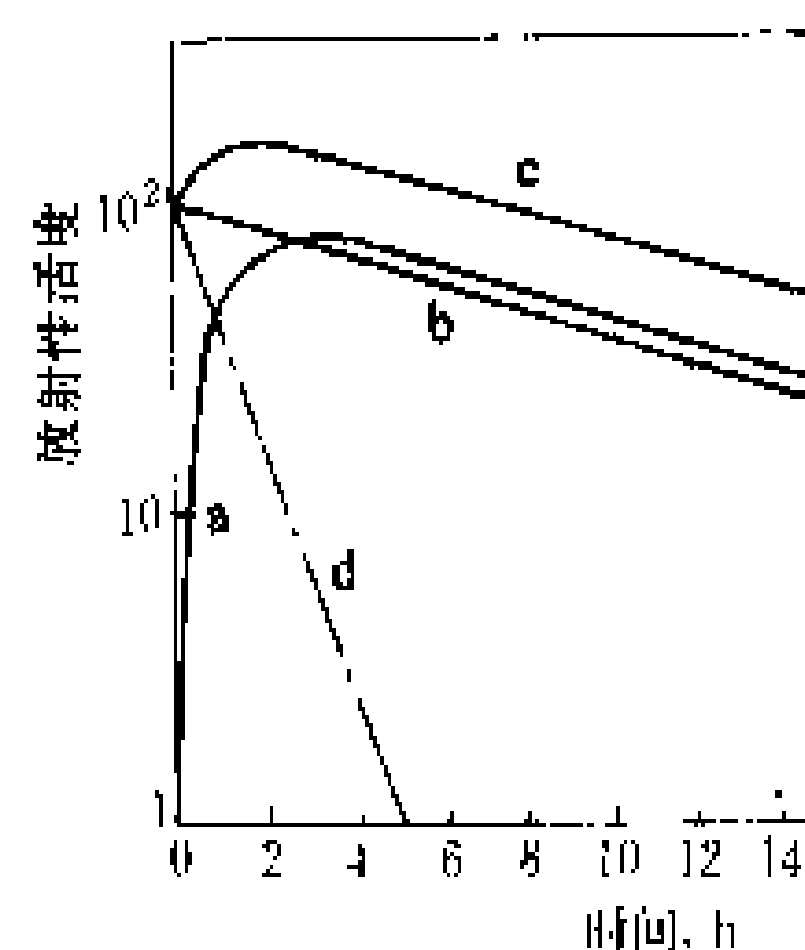


图1 暂时平衡

化；曲线 d 表示子体单独存在时的活度变化。

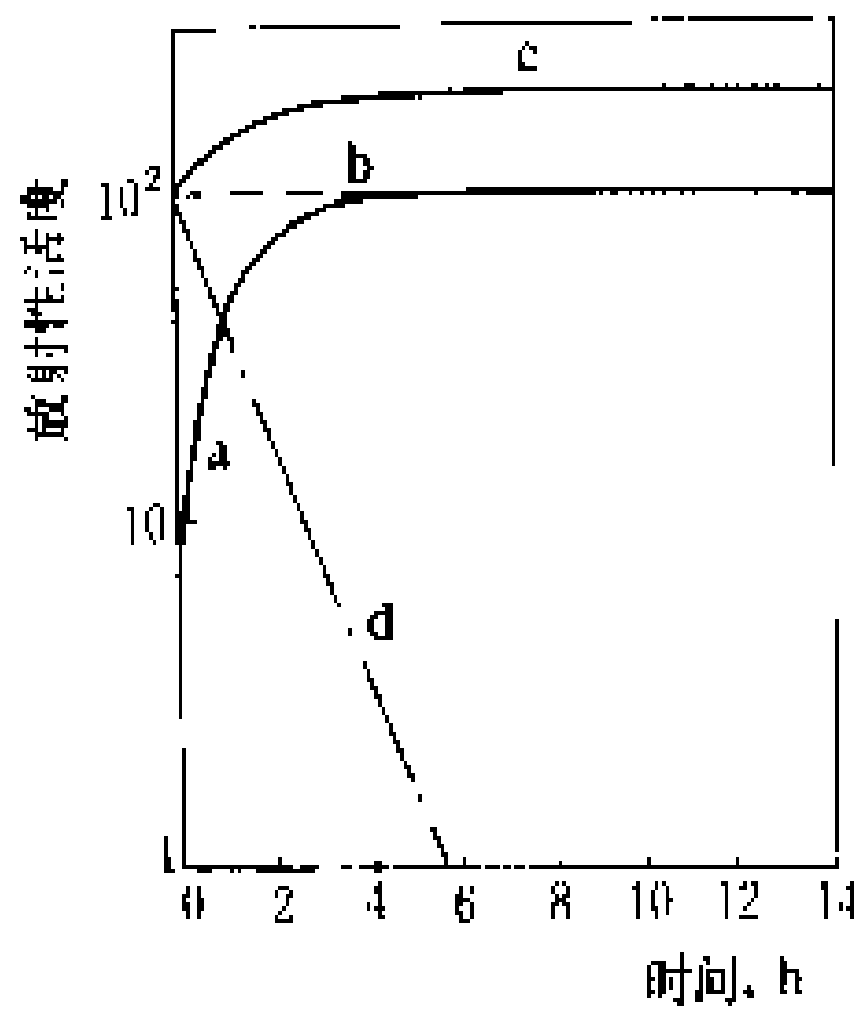


图 2 长期平衡

平衡,即各子体的放射性活度都等于母体的活度,如图 2 所示。在未达到平衡以前,子体的活度随时间而增加,一直到达放射性平衡为止。

人工放射性核素的生长过程类似于长期平衡的过程,因此在用反应堆或加速器制备时,大约照射 5 个半衰期时,放射性活度就可认为达到饱和了。

半衰期除太长或太短难以测定外,其余的从  $10^{-9}$  s 到几年都可用不同方法较容易地测定。

放射性衰变过程中放出的  $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$  射线与物质相互作用具有不同的规律,其穿透性是不同的。利用这些特点和规律,在工农业、医学、材料和生物等方面有着极其广泛的应用,这对科学技术和生产的发展都有很大的意义。

(卓韵裳)

fangshexing feiwu chuli

**放射性废物处理** (radioactive waste treatment) 指使放射性废物适于最终处置(包括往大气或水体排放)的一切操作实践,例如收集、分类、浓缩、焚烧、压缩、去污、固化、包装、贮存和运输等。废物处理的目标是尽量减少放射性废物的体积,以减少贮存、运输和处置的费用;并尽可能回收或复用,减少向环境的排放。排放的放射性总量和浓度必须符合有关规定。废物必须分类收集和存放,分别处理,防止交叉污染或污染的扩散。

**放射性废气处理** 放射性废气主要来自放射性操作工艺过程的排气和设备泄漏,此外,还产自放射性实验室和厂房的排风。放射性废气中可能含有惰性气体、气溶胶、碘、氟及其他非放射性有害气体。

废气净化主要方法有过滤、吸附、洗涤和衰变贮存等。一般情况,工艺废气要用综合流程,多级净化处理,而放射性实验室和厂房排风通常经过过滤就可向大气排放。

衰变贮存就是使废气通过滞留系统 60 天左右衰

变,以降低放射性水平。对于短寿命放射性核素,这是有效、经济的处理方法,核电厂废气净化系统常用这种方法。化学操作过程产生的放射性废气,通常先用冷凝、洗涤或其他化工技术加以预处理,除去酸、碱、水分和其他有损过滤器和吸附剂的物质。装载活性炭或浸渍活性炭的碘过滤器对放射性碘的净化有很好效果。高效微粒空气过滤器对于粒径为  $0.3\mu\text{m}$  的微粒,除去效率大于 99.97%。碘过滤器和高效微粒空气过滤器也是核电厂重要气体过滤设备。核工业中常用的一些过滤净化设备以及它们的去污系数(去污前后放射性浓度或比活度的比值)列于表 1。

表 1 核工业中常用的一些废气净化设备

设 备	去 污 系 数				
	颗粒物	挥发性钚	碘	NO <sub>2</sub>	NO
旋风分离器	10	1	1	1	1
文丘里洗涤塔	100~600	10	2	2	1
冷凝器	100~1000	200	1	2	1
NO <sub>x</sub> 吸收塔	10	10	20	5	1
填充喷雾塔	1000	100	1	4	1
NO <sub>x</sub> 转化器	2	400		100	100
硅胶柱	8	1000	1	1	1
碘塔	1	1	500	1	1
烧结金属过滤器	1000	1	1	1	1
高效微粒空气过滤器	1000	1	1	1	1

净化后的气体经检测合格才允许排放。为了达到最好的稀释和扩散,选择有利地形和气象条件,通过高烟囱有控制地排放。

**放射性废液处理** 各类放射性废液的比活度、含盐量差别很大,处理方法也不一样。低、中放废液常用的处理方法有絮凝沉淀、蒸发、离子交换和膜技术(如电渗析、反渗透、超滤膜)。其中以蒸发法去污效率最高。一些放射性废液处理技术的去污系数列于表 2。

表 2 核工业中常用的一些废液处理技术

处理技术	去污系数	使用对象
沉淀、吸附	~10	低、中放废液,洗衣淋浴水
蒸发	$10^3\sim10^6$	低、中放废液,高放废液
离子交换	10~100	低、中放废液(含盐量低)
反渗透	10~40	低、中放废液,洗衣淋浴水

放射性工艺废液一般用多级净化工艺处理。经过处理后的废水在排放到环境之前,先排入一个贮槽,取样分析合格后才允许排放到环境中去,或者返回工艺过程再用。

含有短寿命核素的废液,经过衰变贮存,检测合格后可作为工业废水处置。同位素用户产生的放射性废液通常是量少和放射性水平低,符合国家规定标准者可直接稀释排放,否则先要经过适当处理(如吸附、沉淀、离子交换),也可贮存在专门容器中送到有条件的

地方去处理。

高放废液比活度很高,自释热可煮沸,需要贮存在双壁不锈钢贮槽中。这种贮槽安放在地下内敷钢面的混凝土室内,设置有冷却系统、搅拌系统、排气系统和监测压力、温度、密度、液面的仪表及报警装置。即使如此,高放废液长期贮存仍是不安全的,贮存一定时间后必须固化处理。

放射性有机废液(如废溶剂、废机油、测量低能β放射性的废闪烁液等)具有可燃性,不能随意焚烧或稀释排放。一般贮存在槽罐内待回收再用或焚烧固化处理。

核电厂的放射性废液大致可分为三类:①主要来自工艺过程的低电导废液,主要用离子交换法处理;②主要来自去污、冲洗地板和树脂再生的高电导废液,主要用蒸发法、化学沉淀法处理;③洗衣、淋浴水,主要用吸附或沉淀法处理。

放射性固体废物处理 放射性固体废物种类繁多,可分为湿固体(蒸发残渣、沉淀泥浆、废树脂等)和干固体(污染劳保用品、工具、设备、废过滤器芯、活性炭等)两大类。核电厂固体废物中40%以上是可燃和(或)可压缩的。为了减容和适于运输、贮存和最终处置,要对固体废物进行焚烧、压缩、去污、固化或固定等处理。

(1) 焚烧:焚烧是将可燃性废物氧化处理成灰烬(或残渣)。焚烧可获得很大减容和减重(10~100倍),可使废物向无机化转变;免除热分解、腐烂、发酵和着火等危险;焚烧还可以回收铀、钍等有用物质。

焚烧可分为两大类,即干法焚烧(如过剩空气焚烧、控制空气焚烧、裂解、流化床、熔盐炉等)和湿法焚烧(如酸煮解、过氧化氢分解等)。对放射性废物焚烧,要求采用专门设计的焚烧炉,有足够的防护措施,炉内维持一定负压。经过焚烧,70%以上放射性物质进入炉灰中。对炉灰要进行固化处理或直接装入高度整体性容器中进行处置。

(2) 压缩:压缩是依靠机械力作用,使废物密实化,减少废物体积。虽然压缩处理可获得的减容倍数比较低(2~10),但和焚烧处理相比,压缩处理操作简单,设备投资和运行成本低,所以压缩处理在核电厂应用相当普遍。现在各国采用的压缩机种类很多,有的在桶内压缩,有的压扁后装桶。压力有几十吨、几百吨,也有几千吨压力的高压压缩机,可使金属废品压缩到接近理论密度。

(3) 去污:去污是使不希望存在的放射性核素部分或全部除去。去污可使沾污的设备或部件能被重新使用,或者当作非放射性废物处置,以减少废物体积;去污后可降低辐射水平,减少对人体的危害,使便于维修、事故处理或退役操作。核电厂去污活动包括回路的定期、不定期去污,事故去污和退役去污等。

去污方法很多,应该根据处理对象和要求、污染水平、客观条件等选用不同的方法,常用的有:①化学法,选用酸、碱、氧化—还原剂、络合剂、表面活性剂和缓蚀剂配制去污溶液、泡沫剂、糊膏等。去污工艺有浸泡法、循环漂洗法、喷涂法等。②机械法,包括真空吸尘、人工或机械人擦拭、喷射高压水或蒸汽、喷射磨料(例如砂、钢砂、氧化铝、氧化硼、干冰粒)、超声波去污等。③电化学法,如电解去污。此外,废金属经过熔融处理,污染核素大部分进入炉渣中,这种熔融处理后的废金属经监测合格可以再利用。

(4) 固化和固定:放射性废液处理产生的泥浆、蒸发残渣和废树脂等湿固体,焚烧炉灰等干固体,都是弥散性物质,不适于安全运输、长期贮存和最终处置,需要固化处理。固化产品应该是坚实的整体块,抗压、耐冲击,牢固地包容放射性核素,抗浸出,耐辐照和衰变热作用,不腐蚀包装容器,不易受细菌侵蚀作用等。已开发研究的固化方法很多,其优缺点和适用性列于表3。此外,沾污的废过滤器芯子,切割解体的沾污设备,装在钢桶或箱中,需要灌注水泥砂浆或熔融的沥青,填充孔隙,进行固定处理。

表3 几种主要固化方法的比较

项 目	水泥固化	沥青固化	塑料固化	玻璃固化	陶瓷固化
密度 (g/cm <sup>3</sup> )	1.5~2.5	1.1~1.9	1.1~1.5	2.5~3.0	2.5~3.0
干废物包容量 (质量%)	5~40	30~60	30~60	10~30	15~30
抗压强度 (kg/cm <sup>2</sup> )	100~300	塑性	200~1000 (或塑性)	脆性	高
耐辐照 (Gy)	~10 <sup>8</sup>	~10 <sup>7</sup>	~10 <sup>7</sup>	~10 <sup>9</sup>	~10 <sup>9</sup>
浸出率 [g/(cm <sup>2</sup> ·d)]	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-4</sup> ~10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-5</sup> ~10 <sup>-8</sup>
投资	低	中	中	高	高
操作和维修	简单	中等	中等	复杂	复杂
适用性	低、中放废物	低、中放废物	低、中放废物	高放、α废物	高放、α废物
应用状况	工业规模	工业规模	进入工业应用	进入工业应用	研究开发



放射性废物贮存、包装和运输 放射性废液的槽罐贮存是一种临时措施,要严防泄漏事故。废液贮存和输送系统必须具有防漏和检漏措施,设有备用罐和倒罐设备。贮罐的设计、制造、选址和安装均需按标准、规范进行,要保证安全、可靠。

废物贮存库在选址、设计、建造、运行和退役时都必须按规定进行。要具有良好的屏蔽、通风、疏水、监测和防火措施。固体废物贮存库中不同类型废物应分区贮存,整齐堆放,保证在设计规定的年限内可以回取和转运出去做最终处置。

固体废物的包装必须符合运输、贮存和处置的需要,不含游离液体,不含易燃易爆、易挥发分解和易腐烂的物质,外表没有沾污;对表面剂量当量率 $>2\text{mSv/h}$ 及在 $1\text{m}$ 远处剂量当量率 $>0.1\text{mSv/h}$ 者,要外加屏蔽容器。

废物的场外运输要按规定选用安全运输方式和路线,有足够屏蔽和安全措施,保证工作人员和公众的安全,杜绝放射性物质散落或逸出。为保证运输的安全,严格审查和监督是十分必要的。这种审查应包括:①运输物的状态;②运输容器的安全性;③运输中安全检查手段和制度;④事故设想和应急措施;⑤运输计划实施;⑥管理联络措施,等等。

#### 参考书目

IAEA Technical Reports Series No. 292. Design and Operation of Off-gas Cleaning and Ventilation Systems. Vienna: IAEA, 1988

IAEA Technical Reports Series No. 236. Treatment of Low and Intermediate Level Liquid Radioactive Wastes. Vienna: IAEA 1983

IAEA Technical Reports Series No. 223. Treatment of Low and Intermediate Level Solid Radioactive Wastes. Vienna: IAEA, 1984

(罗上庚)

fangshexing feiwu chuzhi

### 放射性废物处置 (radioactive waste disposal)

对放射性废物实施的一种不可回取的处理。通常采取多重屏障隔离办法,使放射性核素在衰变到安全水平之前不应有危害量进入人类生物圈,保护人类和环境。

放射性废物不同,处置要求也不同。根据处置对象常分为低、中放废物处置与高放废物、 $\alpha$ 废物处置两大类。

**低、中放废物处置** 低、中放废物主要产生于核电厂。一座电功率 $1000\text{MW}$ 的压水堆核电厂每年产生 $400\sim 800\text{m}^3$ 低、中放固体废物。这些废物不含或只含很少量长寿命超铀核素,无强烈释热。其关键核素

是 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 和 $^{60}\text{Co}$ 。一般认为,隔离300年就可达到安全水平。低中放废物处置,国外已实践多年,积累了丰富的经验。主要处置形式有浅地埋藏、废(旧)矿井处置、岩穴处置、海洋投弃、水力压裂处置和深井注入等。

**浅地埋藏** 此法容易实行,建造投资和运行费用都比较低,应用最普遍,有几种不同构筑形式:

(1) 简易土沟、土坑埋藏:美国早期使用,安全性差,已逐渐淘汰不用。

(2) 混凝土工程沟壕:用得最多。各国规格不一,长度几十米到几百米,宽度几米到几十米,深度几米到十几米。为了提高安全性,有增加埋藏深度和覆土层厚度的倾向。这种混凝土沟壕经常分隔成几区,装满一区之后,灌进水泥灰浆或沙土填充空隙。沟底设有排水管道,沟壁涂敷沥青防水层。上盖混凝土预制盖板,用灰浆抹缝。上铺沥青或塑料防水层,最后覆盖1至几米厚的粘土层,压实并植被。

(3) 混凝土地下窖仓、地面墓堆式处置[法国芒什(Manche)处置场模式]:通常先挖出几米深方形坑,浇筑混凝土底板和四壁,内涂敷沥青防水层。为了增加抗震性,设双层壁中间夹纤维板或塑料薄板。下设排水沟,连通到疏水沟和集水坑,并设监测取样点。窖里面两层叠放8个大型混凝土废物容器,中间空隙堆放200l金属桶和卵石,然后灌注水泥灰浆,铸成一个整体。上面再铺设钢筋,浇制混凝土盖板。再在上面整齐堆放放射性水平较低的废物容器。最后覆土植被,筑成高出地面几米的大墓堆。

(4) 混凝土井穴:直径 $1\text{m}$ 至数米,深几米到 $20\text{m}$ ,有的还内敷钢衬。用来埋藏放射性较强的废物,如废树脂、废过滤器芯等。装满之后浇注水泥灰浆,加混凝土盖板封口,覆土压实。

**废(旧)矿井处置** 选择地质和水文条件能满足要求的、干燥的废(旧)矿井,经过安全分析和环境影响评价与改造之后用于处置放射性废物。此法已在一些国家中采用,采用的有盐矿、铁矿、铀矿、石灰石矿、石膏矿等废(旧)矿。其中以联邦德国的阿塞盐矿(Asse)和康拉德(Konrad)铁矿为典型代表。阿塞盐矿在1967~1978年期间已处置低放废物12.5万桶,中放废物1300桶。康拉德铁矿的地下深度为 $1300\text{m}$ ,有 $500000\text{m}^3$ 处置废物容积,预计90年代投入使用。

**废(旧)矿井处置废物深度大**,人类活动和自然干扰影响小,安全性好。但是一般矿井裂隙和地下水发育,竖井和巷道从采矿角度设计和建造,不方便堆贮废物,需要经过整修和改造才能使用。

**岩穴处置** 利用天然洞穴或工程洞穴处置废物。

符合处置要求的天然洞穴难于找到。对人工洞穴,可根据处置标准和规模进行选址、设计和建造,其工程投资较大,但安全性好。

**瑞典在东海岸波罗的海海底下 60m 深处结晶岩中建造了一个低、中放废物处置库。**第一期工程容积 6 万 m<sup>3</sup>, 1988 年 4 月已投入应用, 接受瑞典 4 座核电厂 12 个反应堆以及核研究所、工厂、医院产生的放射性废物。瑞士准备挖隧道在山里建造一个低、中放废物岩穴处置库, 并且还在该址往下挖 300m 深的竖井, 建一个超铀废物处置室。计划 1998 年建成。韩国也准备建一个山中岩穴处置库, 库容 1 百万桶, 第一期工程 25 万桶, 预计 1996 年投入使用。

**海洋投弃处置** 将妥善包装好的废物运到规定海域, 投入深海之中。美国、法国、英国、比利时等国家过去用此法都处置了不少低放废物。近年来遭到越来越多的反对, 到 1982 年已基本中止使用此法。

**水力压裂处置** 利用石油工业的压裂技术先在渗透率极低的页岩层用高压水开出裂缝, 然后注入由放射性废液、水泥和添加剂配制成的灰浆, 使其固结在页岩层裂缝中。此法要求具备水平走向好、地下水活动仅限于地表的厚页岩层。这是一种直接处置低、中放废液的方法。美国橡树岭实验室在 1965~1984 年间间断进行了 18 次水力压裂处置, 注入页岩层上万立方米低放废液。

**深井注入** 一种直接处置低、中放废液的方法, 将废液用高压泵注入采空了的孤立的油(气)层中。苏联已使用过此法处置废液, 联邦德国拟用此法处置含氚废水, 预计 1996 年实现工程规模处置。

**高放废物、超铀 α 废物处置** 高放废物主要产生于核燃料元件后处理厂, 超铀 α 废物主要产生于铀冶金和钚燃料元件加工过程。高放废物和超铀 α 废物含有极毒或高毒的长寿命核素。衰变几万年之后, 它们的危害仍不能忽视, 需采用像深地层处置这样的多重屏障系统安全隔离几万年至几十万年。所不同的是高放废物在其产生之后头一二百年内具有很高的释热率, 在头五六百年内有很高的比活度; 而对超铀 α 废物则需要考虑临界安全问题。对高放废物和超铀 α 废物的处置场地要求都非常高, 处置技术也非常复杂。至今世界上尚没有一个国家建成高放废物和超铀 α 废物处置库, 其广泛的开发研究和国际合作活动正在进行之中。已经提出的处置方案很多, 但有现实意义的只有陆地和海床深层处置。

(罗上庚)

ment) 与放射性废物治理有关的行政管理和技术活动, 包括确立方针政策, 编制治理规划, 制定法规 and 标准, 处理、贮存、运输和处置各类放射性废物, 办理有关审批手续, 进行有关的辐射监测、辐射安全分析和环境影响评价, 对公众进行宣传教育等。

放射性废物产生于生产、使用和操作放射性物质的过程, 其基本来源有: ①铀矿开采, 选冶, 转化, 浓缩, 燃料元件制造; ②核电厂; ③核燃料后处理; ④核燃料(包括乏燃料)和放射性废物的运输、贮存活动, 各类放射性废物的处理过程; ⑤核设施和设备的退役活动。

放射性废物是重要的辐射源和环境污染源, 因此放射性废物管理是环境保护工作的重要组成部分。放射性废物管理涉及科技、经济、社会、政治诸方面众多学科和许多因素。放射性废物处理, 特别是放射性废物处置是社会敏感事物, 放射性废物的安全, 经济管理, 对核电和核工业的发展有着重要影响。

放射性废物管理的基本目标是通过采取安全而又经济的处理、处置措施, 满足辐射防护要求和环境要求, 保证操作人员和公众所受到的剂量不超过剂量限值, 并应在考虑经济和社会因素的条件下, 使其辐射照射保持在“合理可行尽量低”(ALARA 原则)的水平, 使人员和环境不论现在和将来都免受不可接受的损害, 不增加后代的负担和责任。为此, 要求: ①努力减少废物产生量; ②实现有效减容, 尽量减少已经产生的废物的体积; ③进行稳定化转变, 如固化和固定处理等; ④实现同生物圈安全隔离。

对核电厂放射性废物已有一整套行之有效的管理方法, 使之可以获得安全可靠的处理和处置。其关键是在反应堆选型、设计、建造、运行、检修、直到退役各环节把关, 重视放射性废物管理。

国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA)已为放射性废物管理制定了一系列标准和规范, 放射性废物管理要以这些标准和规范作指导。国际放射防护委员会(International Commission on Radiological Protection, ICRP)所确立的辐射防护三原则(实践的正当性、辐射防护的最优化和个人剂量限制)也是指导放射性废物管理的基本原则。

放射性废物按其物理形态, 可分为放射性废气、放射性废液和放射性固体废物, 按其比活度可分为低水平、中水平和高水平放射性废物。核电厂运行主要产生低、中放废物, 核燃料后处理和钚燃料元件加工制造则产生高放废物和 α 放射性废物。对这些不同形态、不同放射水平的放射性废物的具体处理和处置方法和有关技术问题, 见放射性废物处理和放射性废物处置。

fangshexing feiwu guanli

**放射性废物管理** (radioactive waste manage-

## 参考书目

G. G. 艾科尔兹著, 核动力的环境问题, 北京: 原子能出版社, 1987

(罗上庚)

fangshexing hesu huanjing zhuanji

## 放射性核素环境转移 (transfer of radionuclides in environment)

放射性核素在大气、水体、土壤、生态系统等环境介质中发生的空间位置的转移及所引起的浓集、分散和消失的过程。后者指放射性核素在环境介质中通过物理的、化学的或生物的作用改变形态或转变成另一种物质的过程。放射性核素在环境中的转移常常伴随着形态的转化。除少数情况外, 放射性核素的环境转移涉及一系列复杂的过程, 某些过程可能导致放射性核素的稀释, 另一些过程可能导致放射性核素的生物或物理再浓集, 这取决于放射性核素的物理化学性质和所处的环境条件。放射性核素的环境转移主要用一系列转移参数来描述, 对它的研究则主要是确定转移模式。

排入大气的放射性核素的转移途径 如图 1 所示。由核电厂排入大气的放射性核素在向下风向迁移和扩散的同时, 也将

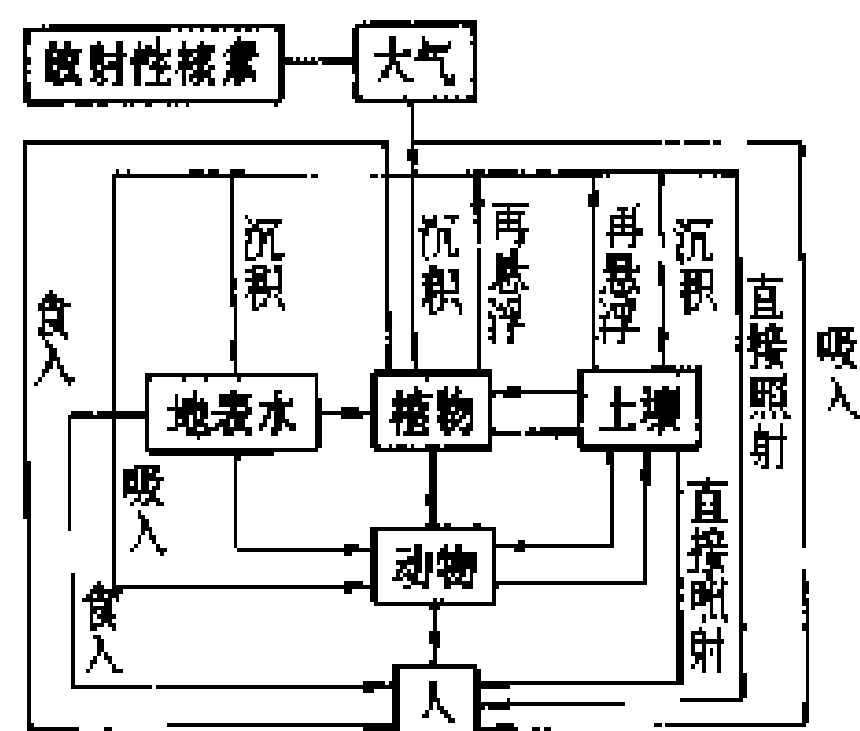


图 1 排入大气的放射性核素的环境转移

常只居十分次要的地位。沉积于植物表面的放射性核素, 一部分因刮风、下雨等过程从植物表面消失; 一部分向植物的内部转移; 其余部分附着在植物表面。沉积于土壤的放射性核素, 一部分因再悬浮, 降水冲刷或向土壤深处的迁移等过程从土壤表面消失, 另一部分被植物根部吸收并转移到植物的其他部分。被放射性污染的植物可能被动物所摄取而转移到动物产品中。通过新陈代谢, 污染的动植物也要向环境排出放射性核素。放射性核素通过生态系统的转移最终可能通过食入途径进入人体内。

排入(或渗入)水体的放射性核素的转移途径 如图 2 所示。核电厂排入地表水的放射性核素在水中迁移扩散的同时, 也将发生沉积、再悬浮、吸附、解析、蒸发以及生物浓集等过程。淡水或海洋动植物对放射性核素的生物浓集过程是生态系统转移的一个重要方

面。饮水和灌溉也会导致放射性核素进入陆地生态系。排入水体的放射性核素不论是通过水生生态系的转移, 或是通过陆地生态系的转移, 都可能通过食入途径转移到人体内。

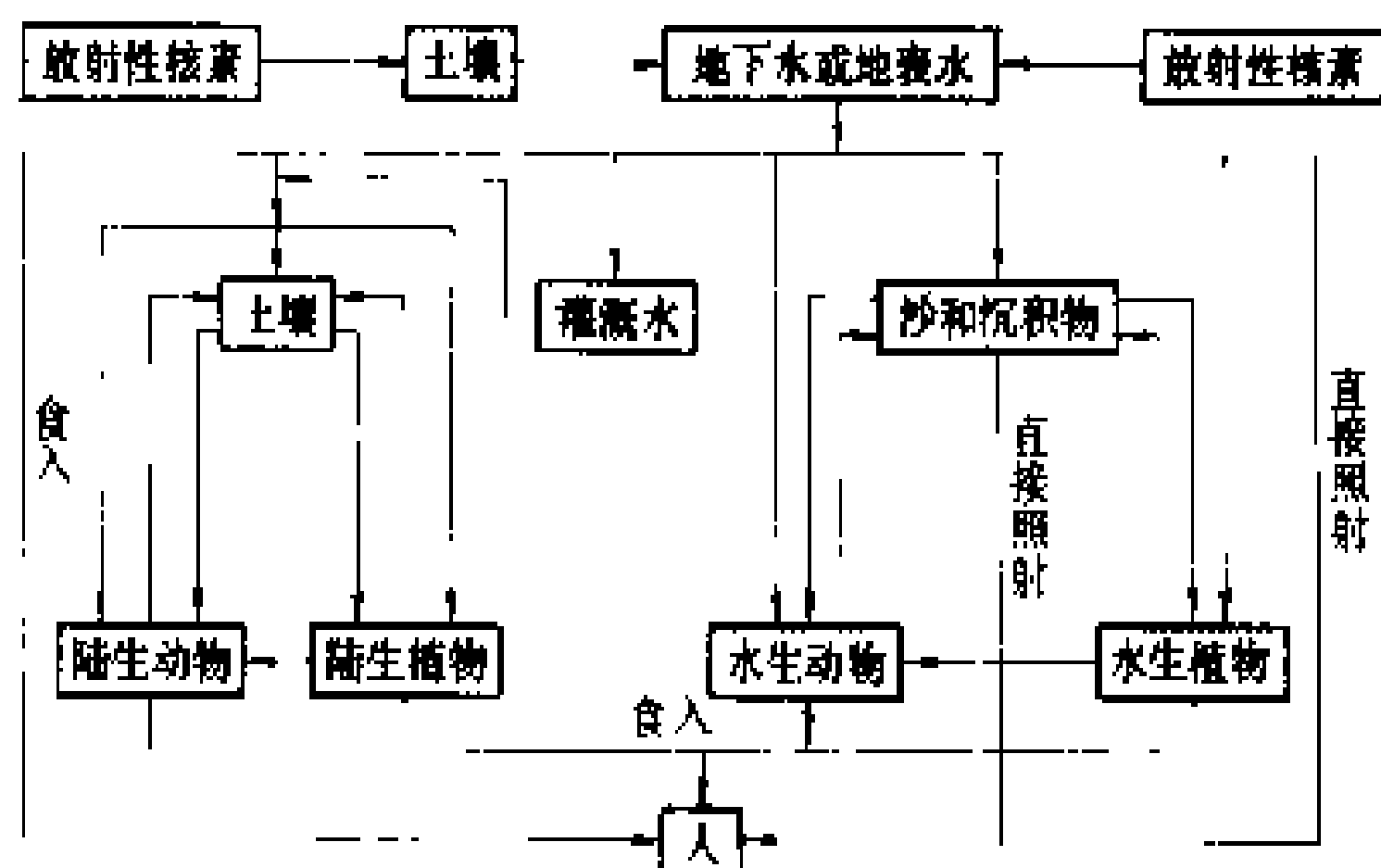


图 2 排入地下水和地表水的放射性核素的环境转移

由核电厂的某些正常或事故排放、低放废物浅地层埋藏以及高放废物贮存库等释放的放射性核素都可能经土壤或岩石等地质介质进入地下水, 在地下水中迁移弥散后又进入饮用水或地表水, 通过饮水或生物链转移途径进入人体内。放射性核素在地下水中的迁移弥散是一个十分复杂的过程, 包含了载体流体(水)的运动和溶解物(放射性核素)的质量迁移, 同时受到地质介质的吸着、滞留等作用。

转移参数 通常指转移因子(又称转移系数)和放射性核素环境转移过程涉及的其他参数。转移因子定义为放射性核素由一种环境介质转移到另一种环境介质中的份额。例如, 土壤-植物的转移因子是指植物从土壤摄入放射性核素的浓度比; 饲料-动物产品的转移因子是指动物每天摄入的放射性核素转移到每公斤(或每升)动物产品中的平均份额; 而水-水生生物的转移因子即为由水到水生生物的浓集因子。其他转移参数包括人(或动物)对食品(或饲料)和水的消费量、单位面积作物产量、土壤表面密度以及各种使用因子等。

转移模式 预示放射性核素环境转移的模式。通常使用两种数学方法: 浓集因子(CF)方法和系统分析(SA)方法。浓集因子法是目前最广泛应用的预示放射性核素计划释放的环境后果的方法。它假定放射性核素在环境介质中达到了平衡, 因而转移因子是一种物理状态与另一种物理状态之间的稳定浓度比。该方法因为忽略了转移过程中各种因素对时间的依赖关系而具有简单方便的特点。系统分析方法采用一组联立微分方程式描述转移过程的动力学特征, 而微分方程中的转移因子可能随时间变化。浓集因子法可以看作系统分析方法的一种特定的极限情况, 系统分析方法则克服了浓集因子法不能包括随时间变化的效应这一弱点, 并可引导我们注意急性事故排放所造成的短

期危害。它的主要限制是数学结构比浓集因子法复杂得多。

#### 参考书目

John E. Till and H. Robert Meyer. Radiological Assessment (a Textbook on Environmental Dose Analysis). NUREG/CR-3332, USNRC, 1983

(陈竹舟)

fangshexinghesu zai rentinei de daixie

### 放射性核素在人体内的代谢 (metabolism of radionuclides within human body)

环境中放射性核素(包括天然的和人工的)随食物、水和空气经食入或吸入途径进入人体,在人体内的吸收、分布、沉积和排出等一系列动态过程。放射性核素在人体内的代谢可以用图1来表述,并和核素类型、摄入方式、年龄等一系列因素有关。

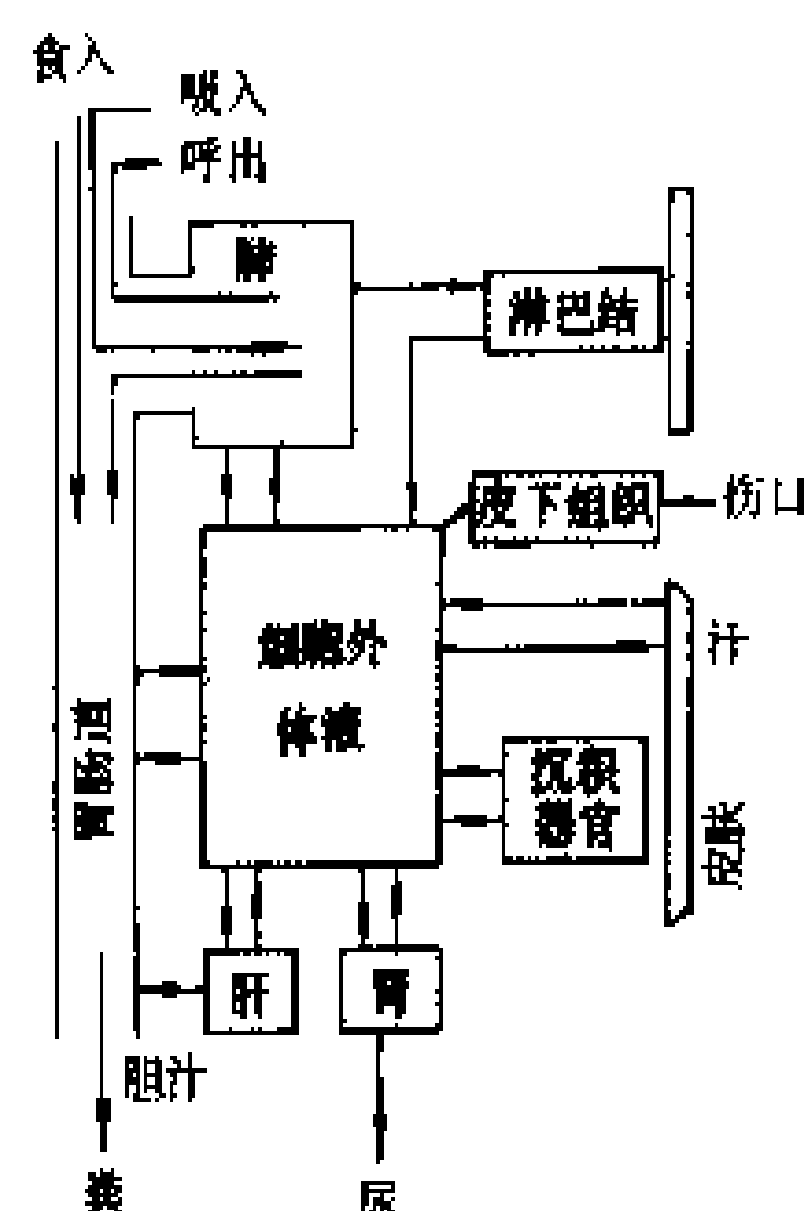


图1 放射性核素在人体内的主要代谢过程

吸收 环境中放射性核素主要通过呼吸道、胃肠道和伤口进入人体。少量核素亦可透过完整皮肤和粘膜进入体内。

放射性气体,例如氢以及氘水和碘的蒸气极易经呼吸道粘膜或肺泡进入血流;而放射性气溶胶在呼吸道内的沉积、转移和廓清过程则

是一个十分复杂的过程,它既取决于呼吸道的

解剖生理因素(如解剖学特征、肺容量、肺活量、潮气量和呼吸频率等),又取决于放射性气溶胶的理化性质(粒子大小、比重和溶解度等)。一般的规律是,大粒子在鼻咽部沉积多,在肺部沉积少,小粒子则相反;在中等强度体力劳动时,活性中值空气动力学直径为 $0.2\sim 10\mu\text{m}$ 范围内的气溶胶,其沉积率在成人鼻咽部为 $5\%\sim 90\%$ ,在肺部为 $50\%\sim 5\%$ 。而不同大小粒子在气管支气管部的沉积率均在 $10\%$ 左右。劳动强度的改变会使上述沉积率有一定变化。由肺部吸收入血液的份额波动于 $5\%\sim 80\%$ 。

放射性核素经胃肠道的吸收率随其化学属性而有很大差异。像钠、钾、铯等第一族元素,以及氟、氯、溴、碘等第七族的放射性核素 $100\%$ 吸收入血,而像钍、铀和镭等这类锕系元素经胃肠道的吸收率仅在 $0.001\%\sim 0.01\%$ 。

一些气态或蒸气状态的放射性核素,以及溶于有

机溶液或酸性溶液的化合物可通过无损伤皮肤进入体内,如氡水蒸气经皮肤进入体内的量与经由肺进入体内的量几乎相等。表皮层受到破坏而形成创伤时,易溶性化合物经此伤面的吸收率可比经完整皮肤的吸收率提高数十倍;而难溶性化合物(如超铀元素的氧化物)则会长期地滞留于沾染的伤口,少部分被吸收。

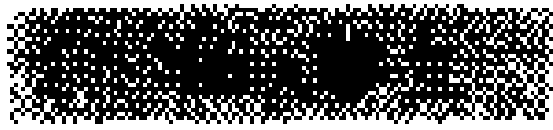
分布 放射性核素被吸收入血液后,随血液循环分布到体内各器官或组织中去。分布到某器官或组织中活度的多少以滞留分数(器官或组织中放射性核素含量占全身滞留量的分数)表示。分布类型大体上分为两种,一种是相对均匀型,例如氡和钠、钾、氯、铯等元素的放射性核素吸收入血液后均匀地分布于全身;另一种是亲器官型,如镧、铈和钍等三价和四价阳离子元素的放射性核素亲肝型分布,钙、锶、钡、镭、钷、锆和铪等元素的放射性核素亲骨型分布,铀和钍等五价到七价的放射性核素多为亲肾型分布,碘的放射性核素是亲甲状腺型分布。亲骨型放射性核素依据它的微细定位,还可区分为骨体积沉积型和骨表面沉积型,前者均匀分布于骨体积中,后者沉积于骨质表面。亲器官分布的特点决定了体内某些器官或组织易受到较多的辐射照射剂量,从而导致较重的损伤。

凡化合价态相同的放射性核素,一般说来在体内分布的类型基本相同。对稀土族核素来说,还存在下列规律性,即离子半径越大,在肝内沉积越多,骨内沉积越少;离子半径越小,则相反。

排除 已进入人体内的放射性核素可通过呼吸道、肾、胃肠道、胆汁、汗腺、唾液腺和乳腺等多种途径从人体内排除,排除速率视放射性核素的理化性质和进入人体的途径而异。

气态和挥发性放射性核素主要经呼吸道排除,排除率高,速率也快。如已进入体内的气态氡在最初 $1.5\text{h}$ 内就有大部分被呼出,氢的排出速率也与之类似。在鼻咽部或气管支气管部沉积的放射性气溶胶大部分于 $2\sim 3$ 天内被咳出或清除到胃肠道。在肺部沉积的放射性气溶胶,视其化合物溶解度的不同,以不同的速率被廓清,依供剂量估算用的肺模型分为D、W和Y三类,它们的半廓清期分别为小于 $10$ 天、 $10\sim 100$ 天和大于 $100$ 天。

进入胃肠道内不易吸收的放射性核素,如 $^{144}\text{Ce}$ 、 $^{147}\text{Pm}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 等, $99\%$ 以上自粪便排除;它们在胃、小肠、大肠上段和下段的平均停留时间有较大的差别,典型的数值依次为 $1$ 、 $4$ 、 $15\text{h}$ 和 $24\text{h}$ 。那些选择性沉积在肝脏内的放射性核素亦可通过胆汁自肠道排除。吸收入血液的可溶性核素,如 $^{24}\text{Na}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 和 $^{131}\text{I}$ 等主要经肾脏随尿排出。而那些吸收入血液后易在体内水解的放射性核素,如 $^{144}\text{Ce}$ 、 $^{140}\text{La}$ 和 $^{239}\text{Pu}$ 等,随尿的排出率要



低得多。反应堆事故时易释放到环境中的放射性碘,进入人体或草食动物体内后可通过乳腺、汗腺、皮肤和粘膜等途径排出。

描述放射性核素自器官或体内排除过程的两个代谢参数是生物半排期和排除函数。生物半排期是由于代谢因素使已进入体内的放射性核素的含量自体内排除一半所需的时间。从实际效果而论,结合核素的放射性衰变,使体内放射性核素活度减少一半所需的时间称为有效半减期。均匀分布型或亲软组织(肝、肾和甲状腺等)型放射性核素的生物半排期一般为十余天至百余天,而亲骨型放射性核素的生物半排期则以数年甚至近百年计。

排除函数用于表达放射性核素的排除随时间的动态变化过程。当排出速率不随时间改变时,用指数函数表示。少数情况下,可用单一指数函数表达排除全过程;但大多数放射性核素在体内各代谢隔室的排出速率不同,故以几个指数函数之和表示。对多数亲骨型放射性核素来说,排出速率随时间后延而降低,此时用幂函数取代多项指数函数和来表达其时相的特点。

代谢模式 依摄入(指食入或吸入等)方式基本上分两类,即单次吸收和持续吸收;吸收入血液的速率及器官内含量随时间而变化的过程见图2。除了这两类外,还有一些过渡类型,如短期内多次吸收和不溶性放射性物质一次沾染后引起的递减性吸收。

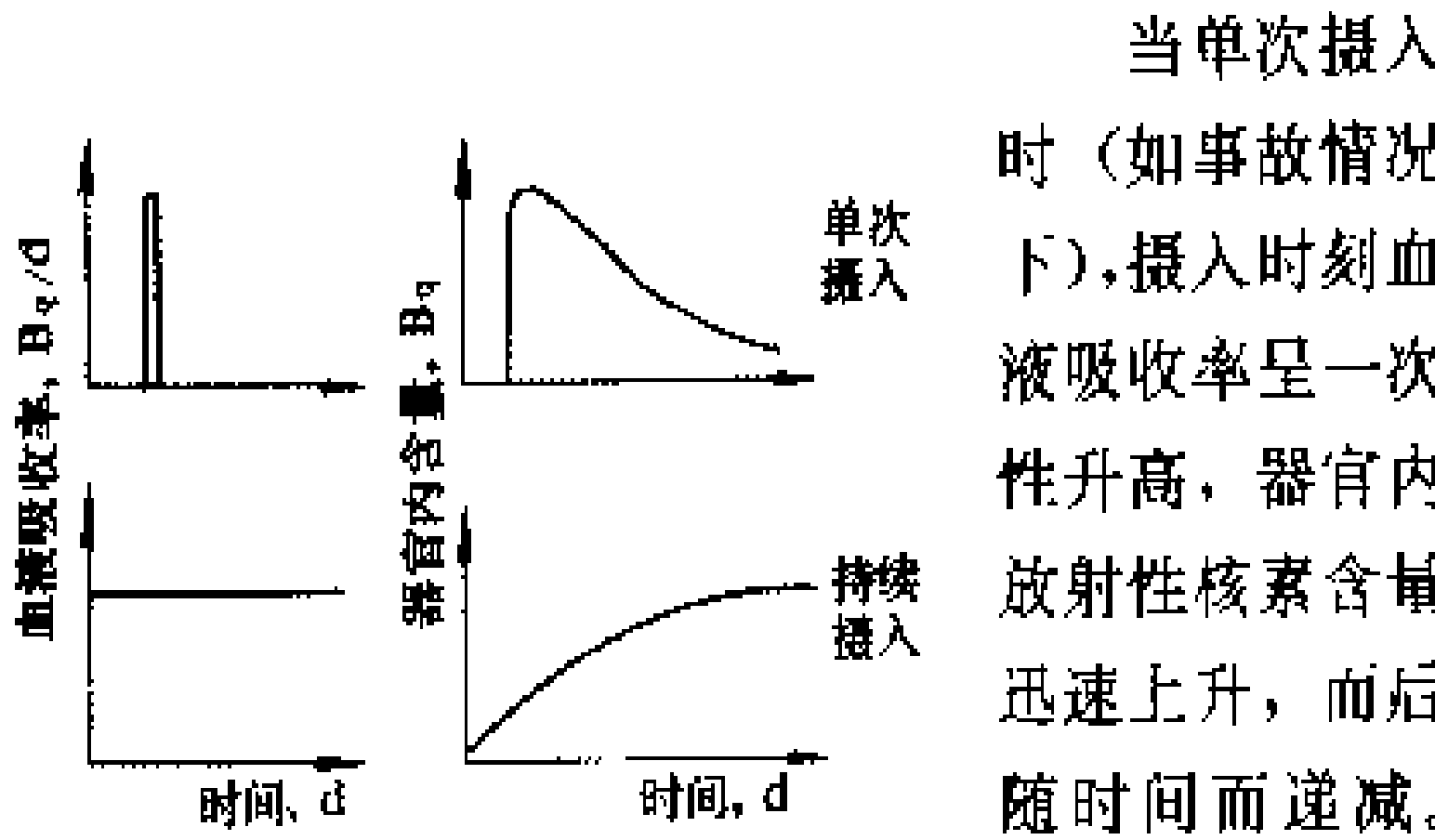


图2 两种摄入方式时血液吸收率和器官内含量的动态变化

年龄因素的影响 环境放射性污染可影响到包括各种年龄的公众成员。放射性核素在人体内代谢过程随年龄而异。已有的资料表明,粒径小于 $0.1\mu\text{m}$ 的粒子在呼吸系统各部位沉积无年龄差异;大小 $1\mu\text{m}$ 时,鼻咽部沉积分数的峰值见于2~4岁的儿童,而气管支气管部沉积分数的谷值亦见于该年龄组儿童。天然放射性气溶胶在支气管表面的沉积率,6岁的数值约为

成人的2倍。  
对年龄小于1周岁的儿童要考虑放射性核素经胃肠道吸收入血液分数 $f_1$ 的校正;月龄越小,婴儿 $f_1$ 对应于成人 $f_1$ 的校正倍数越大。

放射性核素在体内器官的代谢与年龄的关系,一般规律是沉积率随器官增重率的增加而增多,生物半排期随器官质量增大而延长。换言之,儿童时期器官质量小而生长快,放射性核素在他们的器官内沉积较多,转移较快。以年龄为1、5、10和15岁分组,碘在这4组人员甲状腺内生物半排期分别为25天、30天、44天和50天;铯在全身慢排隔室中该代谢参数分别为16天、32天、52天和96天;氚水在全身中分别为3.8天、4.1天、5.4天和7.9天;镭在小梁骨内分别为240天、380天、530天和720天。在慢性摄入条件下,沉积率和生物半排期这两个代谢参数值与年龄的关系可用一个线性方程来表达。

参考书目  
朱寿彭等. 放射毒理学, 北京: 原子能出版社, 1983  
(叶常青)

fei jing gui tai yang neng dian chi  
**非晶硅太阳能电池** (amorphous solid silicon solar cell) 用非晶硅材料制成的太阳能电池。非晶硅又称无定形硅或玻璃硅(a-Si)。非晶硅中的硅原子是一种近程有序、远程无序的排列,其间存在着大量的悬挂键。1974年,美国RCA实验室在辉光放电沉积的非晶硅薄膜中用氢补偿悬挂键进行掺杂,这一重大突破,在全世界掀起了研究非晶硅太阳能电池的热潮。

- 特点及类型 非晶硅太阳能电池有很多优点。
- (1) 节省硅材料: 非晶硅的禁带宽度 $E_g \approx 1.5 \sim 2.0\text{eV}$ , 是一种具有较高光学吸收系数的直接禁带吸收材料。厚约 $1\mu\text{m}$ 的非晶硅薄膜,可吸收阳光中的大部分可见光,对可见光灵敏。
  - (2) 制备a-Si的能耗小,设备比较简单。
  - (3) 容易制成级联式复合结薄膜太阳能电池,以提高效率。
  - (4) 宜于形成连续的大规模生产线。

非晶硅太阳能电池的结构有前壁型和后壁型两类。前壁型非晶硅太阳能电池是在不锈钢或塑料衬底上依次沉积铝膜电极—— $n^+$ 型非晶硅,i型本征非晶硅—— $p^+$ 型非晶硅——金属电极减反射保护膜,如图1所示。后壁型非晶硅太阳能电池则是在玻璃上依次沉积氧化物( $\text{ZnO}$ 、 $\text{SnO}_2$ 、ITO)透明电极—— $p^+$ 型a-Si——i型本征a-Si—— $n^+$ 型a-Si——Al背电极,然后加以封装,如图1所示。

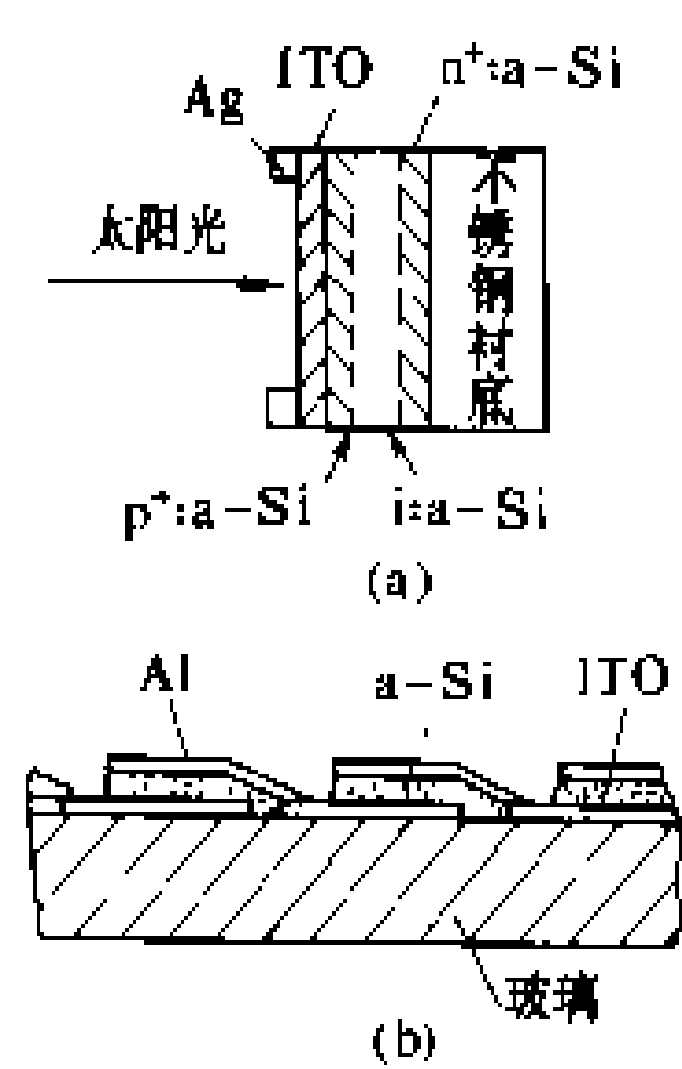


图1 不同结构的a-Si太阳能电池

(a) 前壁型; (b) 后壁型

非晶硅太阳能电池的制备方法 最常见的后壁型电池是在洗净的水白玻璃表面喷涂热解的  $\text{SnO}_2$  导电玻璃, 然后用辉光放电 (PCVD) 使硅烷热解沉积于  $300\sim 600^\circ\text{C}$  的衬底上。改变硼烷和磷烷的流量, 可以控制掺杂。在经过氧化后的非晶硅 pin 结背面引出铝电极 (一般用真空蒸发或电子束蒸发) 即可得到非晶硅太阳能电池。

为了改善其性能, 近年来正在研究用碳、锗或氟原子填充一部分悬挂键。还可把两个 pin 结叠合或者用不同禁带宽度的磷化铟 (InP)、铜铟硒 (CuInSe) 与之叠合, 以大幅度提高其效率。至今, 非晶硅太阳能电池效率已达 14.6%。非晶硅太阳能电池往往要多次利用激光刻蚀, 把非晶硅电池分割成条状, 然后在背面蒸铝时把前一条电池的上电极和后一条电池的底电极串联起来, 再次光刻, 把相邻两条电池的底电极刻断, 便得到整体串联的非晶硅太阳能电池, 从两侧引出正负电极, 经玻璃或塑料密封, 配以边框即可得到实用的非晶硅电池组件。典型的后壁型非晶硅太阳能电池的工艺流程如图 2。

通常把玻璃、陶瓷等称为硬衬底, 把塑料、不锈钢带等称为柔性衬底。在柔性衬底上做太阳能电池, 容易实现从滚筒到滚筒连续性生产。但到目前为止, 尚未有

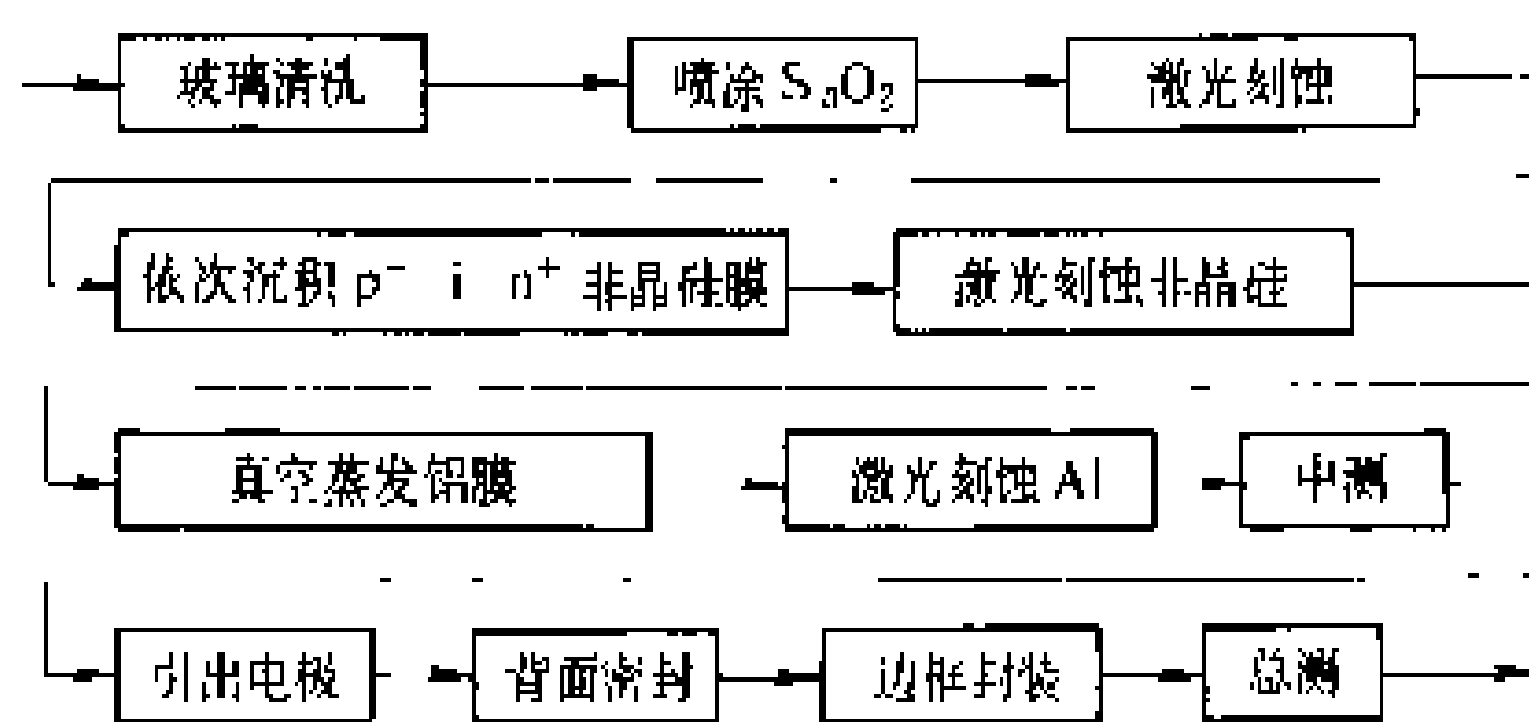


图2 硬衬底非晶硅太阳能电池典型工艺流程图

大规模生产。

典型的非晶硅太阳能电池的基本参数有:

面积:  $30.5 \times 91.5 \text{ cm}^2$       重量: 2.16kg  
开路电压:  $U_{oc}$ : 20V      最大输出功率: 9W  
短路电流:  $I_{sc}$ : 0.9A      工作温度:  $-40\sim 85^\circ\text{C}$

硬衬底非晶硅太阳能电池的基本特性如图 3。

非晶硅太阳能电池的衰减 由于非晶硅太阳能电池中的氢键很容易在自然环境中受反复光照、反复温度交变、长期振动、大气分子侵入等的影响而发生变异, 使电池输出下降, 给非晶硅太阳能电池的大规模应用增加了复杂性。非晶硅太阳能电池的自然衰降率与电池的材料、工艺和结构有关, 往往呈指数型, 第一年效率约衰降 10%~20% 不等, 以后逐年减少。克服或者减小非晶硅太阳能电池的自然衰降, 是当今世界光伏器件领域中一个亟待解决的难题。表中所示为 mYa-SiA × BS 系列非晶硅太阳能电池组件的典型参数。

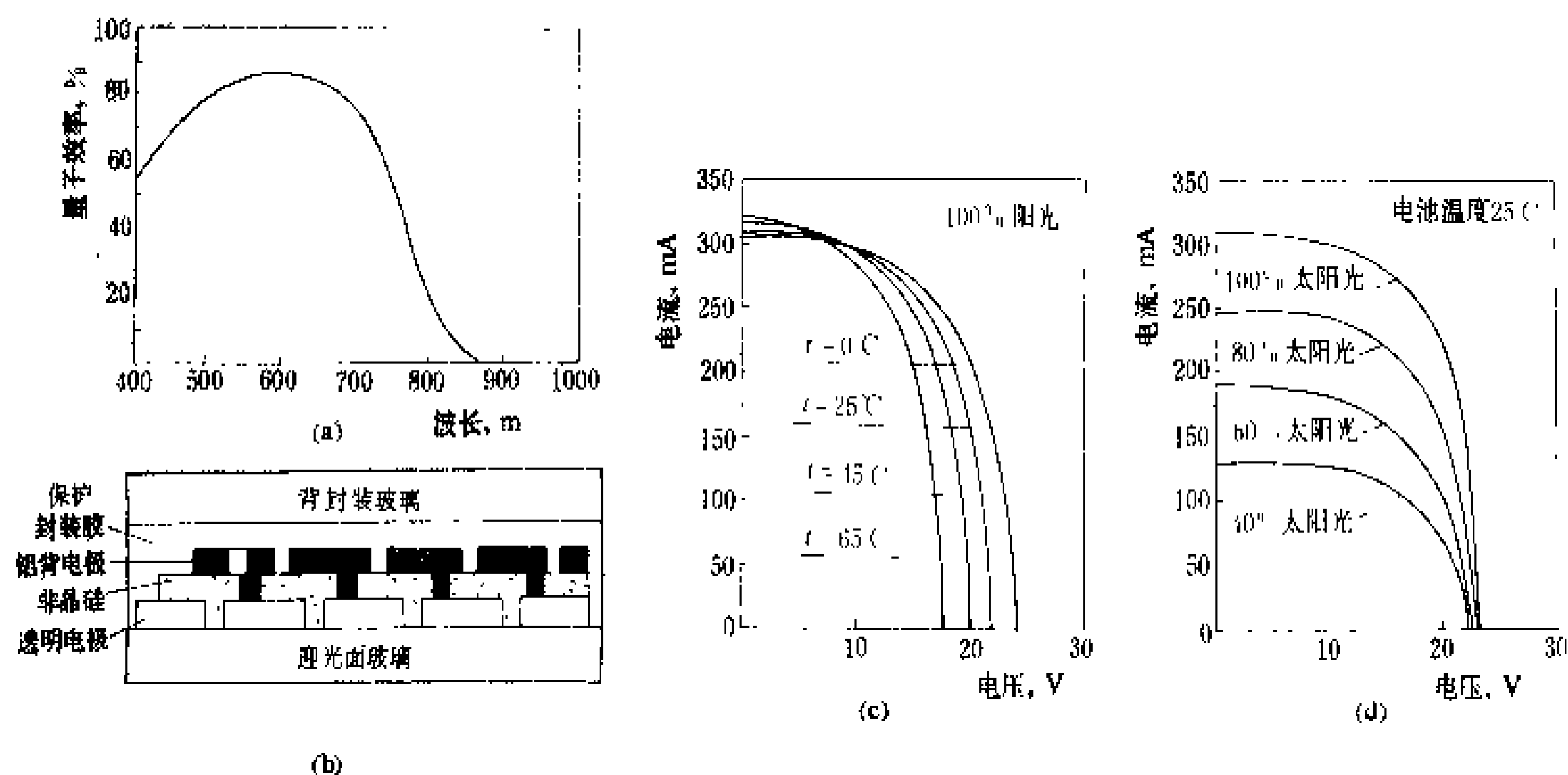


图3 硬衬底非晶硅太阳能电池的基本特性

(a) 电池的光谱响应; (b) 电池组件结构; (c) 电池组件温度特性; (d) 电池组件不同光路下的伏安特性

mYa-SiAxBS 系列非晶硅太阳能电池组件的技术参数 (在 STC\* 下测试)

型 号	尺寸 (mm)			重量 (kg)	标称功率 (W)	最大输出功率 (W)	最佳工作电压 (V)	开路电压典型值 (V)	短路电流典型值 (mA)
	A	B	C						
7-15Ya-Si305×915 S	313	923	21.2~22.2	2.90	7.0~15.0	8.00~17.10	13~18	22.5	850~1090
5-9Ya-Si305×610 S	313	618	21.2~22.2	2.00	5.0~9.0	5.50~10.45	13~18	22.5	565~725
3.5-7Ya-Si305×457 S	313	465	21.2~22.2	1.57	3.5~7.0	3.85~8.25	13~18	22.5	425~545
2-5Ya-Si305×305 S	313	313	21.2~22.2	1.12	2.0~5.0	2.20~6.05	13~18	22.5	280~360
1.5-2.5Ya-Si305×152 S	313	160	21.2~22.2	0.67	1.5~2.5	1.65~3.30	13~18	22.5	140~180
3.5-7Ya-Si152×915 S	160	923	21.2~22.2	1.78	3.5~7.0	3.85~8.25	6.0~8.5	11.0	850~1090
2-4Ya-Si152×610 S	160	618	21.2~22.2	1.22	2.0~4.0	2.20~4.95	6.0~8.5	11.0	565~725
1.5-3.5Ya-Si152×457 S	160	465	21.2~22.2	0.95	1.5~3.5	1.65~4.40	6.0~8.5	11.0	425~545
1-2.2Ya-Si152×305 S	160	313	21.2~22.2	0.67	1.0~2.2	1.10~2.53	6.0~8.5	11.0	280~360

\* 在标准测试条件下测量：辐照度 1kW/m<sup>2</sup>，温度 25℃，AM1.5 光谱。

参考书目

赵富鑫，魏彦章，太阳电池及其应用，北京：国防工业出版社，1985  
王长贵，崔容强，太阳能，北京：能源出版社，1985  
(崔容强)

fei qi chu li xi tong

**废气处理系统** (gaseous waste processing system) 用于收集放射性废气，并将其进行压缩、贮存和处理，使其放射性水平达到向环境排放的规

定标准后，再向环境排放的系统。压水堆核电厂放射性废气的主要来源于稳压器、卸压箱、容积控制箱、脱氧塔、暂存箱等工艺设备。其他还有安全壳换气、辅助厂房排风气体、放射性液槽和工作箱房间等排出的气体，以及凝汽器真空泵、蒸汽发生器排污扩容器和汽轮机厂房排出的气体。此外，本系统还为化学和容积控制系统，以及硼回收系统的暂存箱提供覆盖气体。

**废气的分类** 放射性废气按其放射性水平和气体组成可以分成两类（见表）。

废气名称	废气量 (m <sup>3</sup> /a)	比放 (Bq/L)	气体组成	来 源
低放射性有氙废气	10 <sup>4</sup>	<37	氙，气溶胶，碘等	有可能进入空气的暂存箱、接收槽等
高放射性无氙废气	10 <sup>3</sup>	3.7×10 <sup>8</sup>	氦、氢、氩、氙、碘等	容积控制箱、卸压箱、脱气塔等

**低放射性有氙废气处理工艺** 对这种废气，先用高效粒子空气过滤器(HEPA)除去其中的气溶胶悬浮粒子，再用活性炭吸附器除碘，然后排入厂房排风总管。这类废气也可就近排入室内排风管。在排风系统中经过处理后排放。

**高放射性无氙废气处理工艺** 有加压贮存、氢氧复合减容、吸附延滞等几种。

**加压贮存** 其工艺流程见图 1，是最早使用的废气处理工艺。各类废气进入缓冲罐贮存，经压缩机加压到 0.8MPa 左右，经冷却器和汽水分离器冷却除湿后压入衰变箱内贮存 60~100 天，使其中的放射性气体得到充分衰变(产额最高的<sup>133</sup>Xe 可衰变 99% 以上)。然

后通过高效粒子空气过滤器有控制地从烟囱排放。加压贮存法工艺成熟，系统简单，易操作，能处理任何组分的气体。但设备庞大，高压下容易泄漏，对运行维修要求高。

**氢氧复合减容** 流程见图 2。废气经压缩机压入氢氧复合器与按比例加入的氧气经催化复合成水排出，剩余的气体在衰变箱经贮存、衰变后排放。这样可使废气体积和含氙量大大减少，从而提高了废气处理的安全性(亦称零排放系统)。氢氧复合器可设在容控箱后连续运行，或设在衰变箱后间断运行。

**吸附延滞** 废气在除湿后通过活性炭延滞床时，其中的裂变气体 Kr 和 Xe 在连续的吸附、解吸过程中

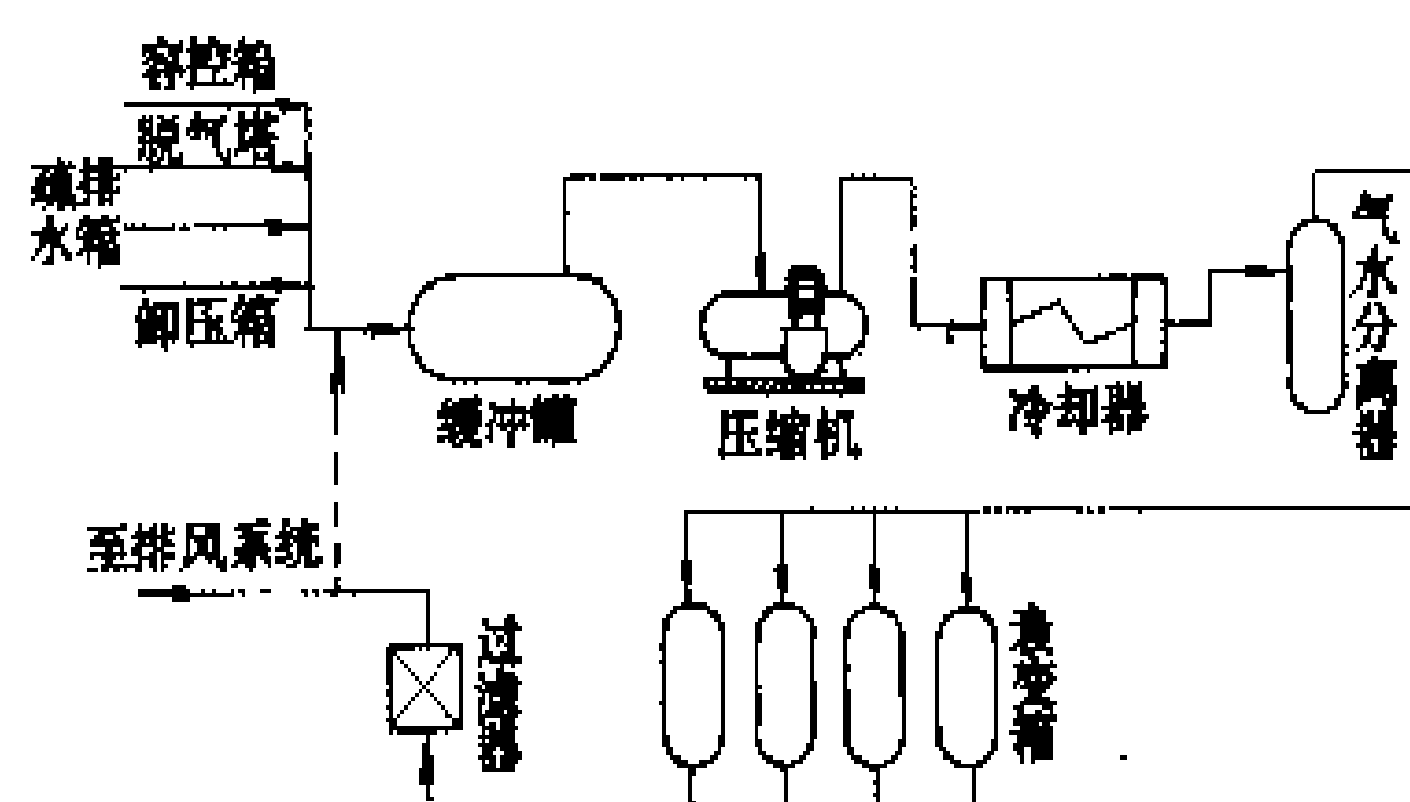


图 1 加压贮存系统流程示意图

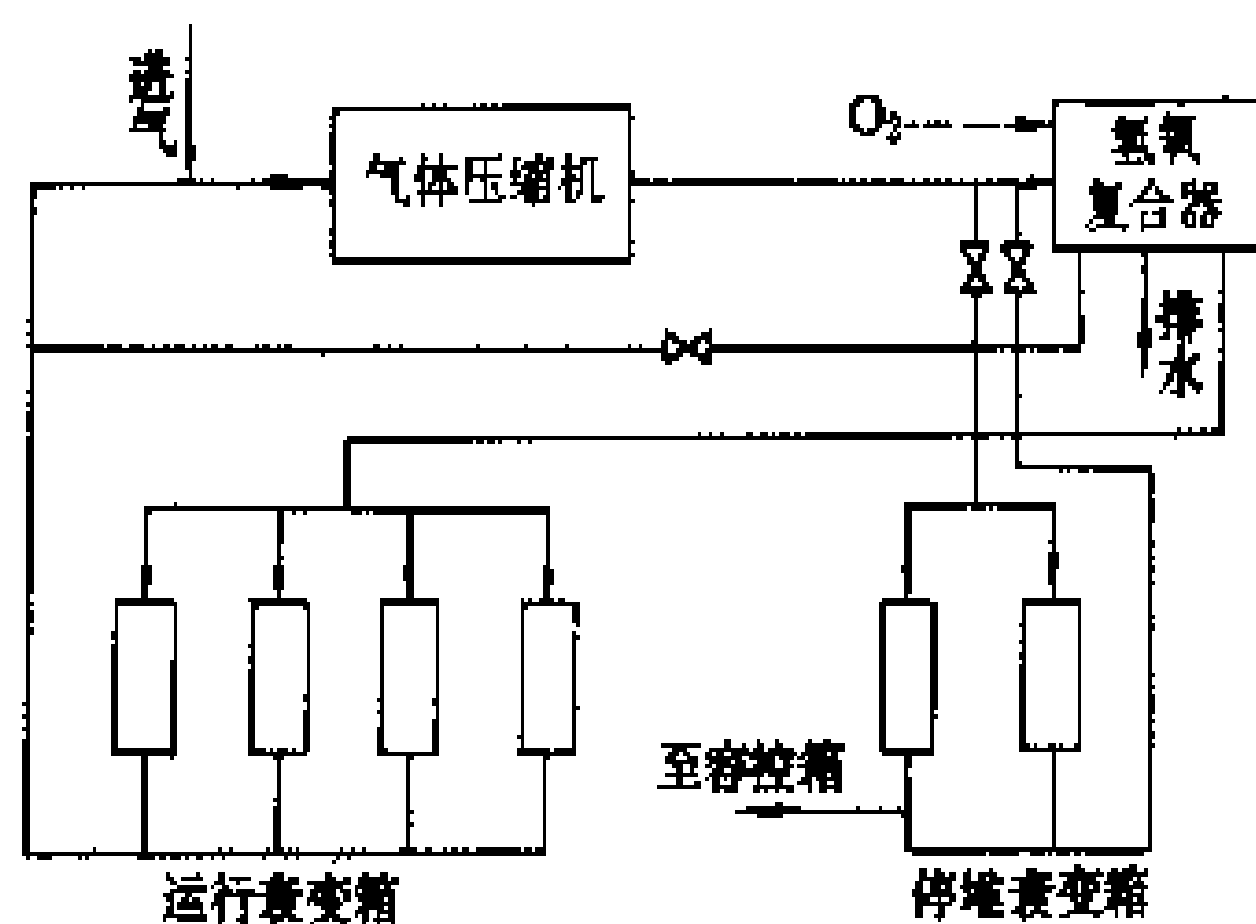


图2 氮氮复合系统(零排放)流程示意图

得到足够的滞留时间,从而降低其放射性水平。吸附延滞处理是在接近常压(一般常温)下操作且无转动部件,因而操作简单、废气泄漏量少、可靠性高,是一种经济简便的处理方法。

各核电厂可根据具体情况,选择、组合上述处理工艺,组成各种不同的废气处理系统。

(李钟珍)

te'ye chu' xi'tong

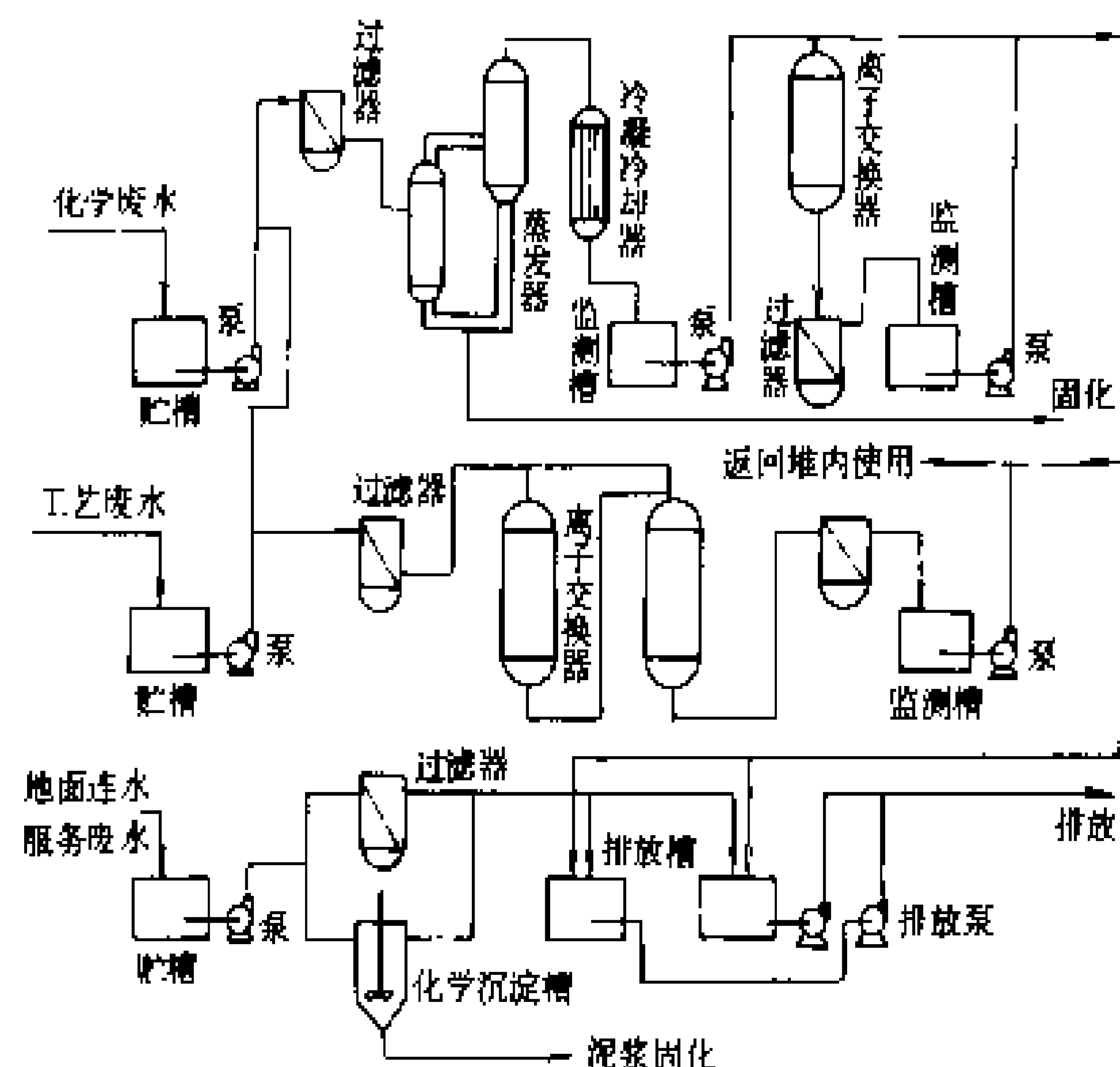
**废液处理系统** (liquid waste processing system) 用于收集、贮存、净化、处理核电厂在正

**废液量和分类** 核电厂废液的量和放射性水平因核电厂的运行工况和管理水平而不同。这里,用下表所给出的中国广东大亚湾核电厂( $2 \times 900\text{MW}$ )设计中有关废液的一些数据,来说明核电厂中的废液来源、数量和放射性水平。

废液来源	数量 (m <sup>3</sup> /a)	放射值 (Bq/L)
工艺排水	4500	$3.7 \times 10^5$
化学排水	3000	$1.11 \times 10^6$
地面排水	10000	$1.85 \times 10^4$
服务排水	2500	$3.7 \times 10^2$
合 计	20000	

核电厂产生的废液，按其放射性水平及化学成分可分为四类：①工艺废水：一次冷却剂系统（主系统）的设备、阀门、管道的泄漏水和排水；②化学废水：各系统离子交换树脂再生水、设备去污水、化学实验室排水；③地面排水：核电厂控制区域内地面排水；④服务废水：洗衣房的洗涤水及淋浴室洗澡水。以上这些废水，经处理后如达到一回路补给水水质要求的，则返回硼回收系统暂存箱复用；达到辅助厂房复用水水质要求的，则返回厂房作地面冲洗水；达到排放水质要求的，则向环境排放。

**处理流程及工作原理** 废液处理系统通常为贮存、过滤、化学沉淀、蒸发、离子交换五种工艺单元的选择组合。各核电厂可根据具体情况，如原水的水质、比放、数量、净化要求以及排放标准，选择其中若干工艺单元组成废液处理系统。包括所有上述工艺单元的典型系统流程如图所示。



压水堆核电厂典型废液处理系统流程示意图

**贮存** 对含半衰期较短的放射性核素的废液进行贮存处理, 是最为简便而有效的处理方法。

**过滤** 将废液进行过滤处理，除去其中悬浮固体和杂质，是废液预处理和后处理的一种补充手段。例如，过滤处理是保证蒸发器和离子交换树脂正常运行，防止破碎树脂流失的有效措施。压水堆核电厂过滤器结构型式分为可处置和可复用二种。使用过的过滤器滤渣和过滤器材料作为固体废物处理。

**化学沉淀** 在废水中加入化学絮凝剂或载体以后,会有大量凝聚沉淀物生成,而放射性核素浓集在沉淀物中。此法工艺简单,成本低廉。缺点是去污因子低,产生沉淀物较多,污泥脱水较困难。常用凝聚剂有硫酸铝、氯化铁、磷酸钙和硫化钠等。

蒸发 是废液处理中最有效的一种方法,去污系数较高,一般可达  $10^3 \sim 10^5$ ,尤其适用于处理含盐量较



多,化学成分复杂,放射性水平较高的废水。但它不适用于处理含有易挥发的放射性物质的废水以及易起泡沫的废水。普遍使用的是强制循环蒸发器和自然循环蒸发器两种设备。废液经蒸发后,放射性核素大部分在浓缩液中,然后对其作固化处理。而二次冷凝液经监测后,根据水质指标决定复用、排放或用离子交换树脂作进一步处理。

**离子交换** 离子交换树脂与放射性废液接触时,能通过两者的离子互相交换而将水中的放射性离子转移到离子交换树脂上去,从而使废液净化。这种处理适用于处理含盐量低的放射性废水。此处理可作为蒸发器处理的补充手段,将不合格的冷凝液进一步净化。吸附了放射性物质的饱和树脂可进行再生或不再生。最终的废树脂可送废物库暂存或作固化处理。

**压水堆废液处理流程**的选择要求按“合理可行尽量低”的原则,亦即,既要满足环境保护要求,又要考虑废液处理成本等综合因素。

(卢君玉)

feishuidui hedianchang

**沸水堆核电厂** (boiling water reactor nuclear power plant)

以沸水堆为动力源的核电厂。沸水堆是以沸腾轻水为慢化剂和冷却剂并在反应堆压力容器内直接产生饱和蒸汽的动力堆。沸水堆与压水堆同属轻水堆,都有结构紧凑、安全可靠、建造费用低和负荷跟随能力强等优点;它们都须使用低富集铀,且须停堆换料。截至1988年底为止,全世界已运行的沸水堆有86座,总功率68830MW,占全世界已运行核电厂反应堆总数的20%和总功率的22%,仅次于压水堆;在建的沸水堆有9座,总功率7964MW,占全世界在建核电厂反应堆总数的8.6%和总功率的9.4%。

**工作原理及主要特点** 来自汽轮机系统的给水进入反应堆压力容器后(见图1),沿堆芯围筒与容器内壁之间的环形空间下降,在喷射泵的作用下进入堆下腔室,再折而向上流过堆芯,受热并部分汽化。汽水混合物经汽水分离器分离后,水分沿环形空间下降,与给水混合;蒸汽则经干燥器后出堆,通往汽轮发电机,做功发电。蒸汽压力约为7MPa,干度不小于99.75%。汽轮机乏汽冷凝后经净化、加热再由给水泵送入反应堆压力容器,形成一闭合循环。再循环泵的作用是使堆内形成强迫循环,其进水取自环形空间底部,升压后再送入反应堆容器内,成为喷射泵的驱动流。某些沸水堆用堆内循环泵取代再循环泵和喷射泵。

沸水堆的控制棒从堆底引入,原因是:①沸水堆堆芯上部蒸汽含量较多,造成堆芯上部中子慢化不足,这样,堆芯热中子通量分布不均匀,其峰值下移。控制棒

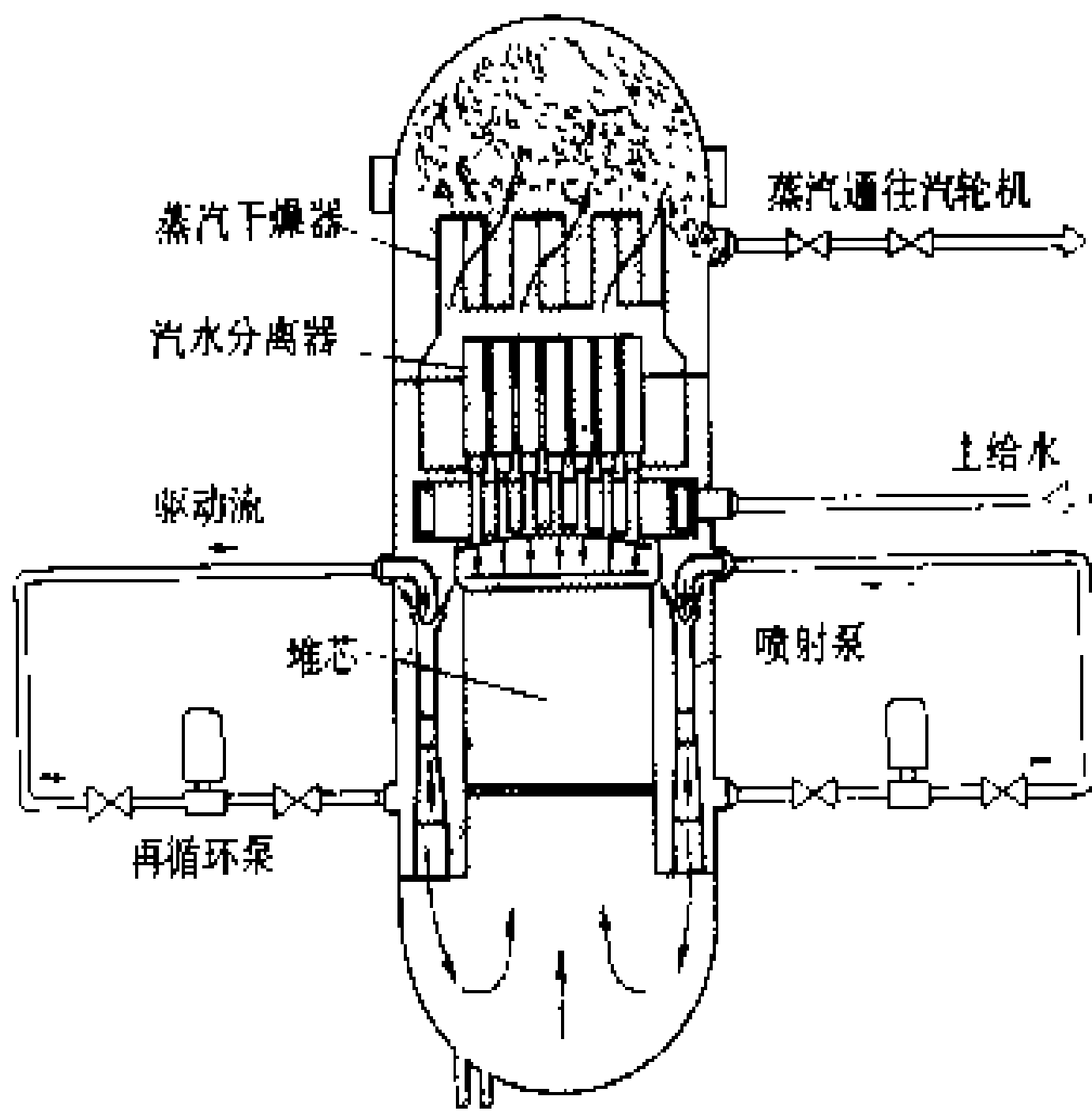


图1 沸水堆原理图

由堆芯底部引入有助于展平中子通量密度。②可以空出堆芯上方空间以安装汽水分离器和干燥器。但控制棒自堆底引入后就不能在控制动力源丧失后靠重力自动插进堆芯,因此沸水堆的控制棒驱动机构需非常可靠,通常都采用液压驱动,也有采用机械/液压或电气/液压驱动。在后两种设计中,机械或电气驱动用于正常控制。快速紧急停堆则都用液压驱动,且每个机构或每两个机构配有一单独的蓄压器。

反应堆的功率调节除用控制棒外,还可用改变再循环流量来实现。再循环流量提高,汽泡带出率就提高,堆芯空泡减少,使反应性增加,功率上升,汽泡增多,直至达到新的平衡。这种功率调节比单独用控制棒更方便灵活。仅用再循环流量调节就可使功率改变25%满功率而不需控制棒任何运动。

沸水堆不用化学补偿(反应性)。燃耗反应性亏损除用控制棒外,还用燃料棒内加 $Gd_2O_3$ 可燃毒物进行补偿。

沸水堆蒸汽直接由堆内产生,故不可避免地要挟带出由水中 $^{16}O$ 原子核经快中子(n,p)反应所产生的 $^{16}N$ 。 $^{16}N$ 有很强的 $\gamma$ 辐射,因此汽轮机系统在正常运行时都带有强放射性,运行人员不能接近,还需有适当的屏蔽。但 $^{16}N$ 的半衰期仅7.13s,故停机后不久就可完全衰变,不影响设备检修。

**电厂系统** 有:①主系统(包括反应堆);②蒸汽-给水系统;③反应堆辅助系统,其中包括应急堆芯冷却系统;④放射性废物处理系统;⑤检测 and 控制系统;⑥厂用电系统。其中蒸汽-给水系统、放射性废物处理系统、厂用电系统以及反应堆辅助系统中的设备冷却水系统、余热排出系统、厂用水系统等都与压水堆核电厂有关系统类似,可参阅有关条目。

**反应堆堆芯** 沸水堆堆芯与压水堆有相似之处,

也用由细长形燃料棒组成的正方形燃料组件，但沸水堆组件为有盒组件。一个大型沸水堆有七八百个燃料组件（参见彩图插页第17页30图）。组件盒内燃料棒排列成 $7\times 7$ 或 $8\times 8$ 栅阵。棒外径约12.3mm，高约4.1m，其中活性部分约3.8m。燃料芯块为 $UO_2$ ，初始堆芯使用三四种不同富集度的燃料，平均富集度为1.7%~2.0%。替换燃料平均富集度为2.6%~3.1%。在每盒组件中若干选定的燃料棒芯块内加 $Gd_2O_3$ 可燃毒物，以展平组件内中子通量密度分布并补偿燃耗反应性亏损。组件内除燃料棒外尚有拉紧棒（结构需要）和水棒（棒内无芯块，充水以增加局部区域的慢化剂）。燃料棒包壳材料为Zr-2合金，组件盒材料为Zr-4合金，换料时组件盒可复用。

沸水堆用十字形控制棒，插在四个相邻燃料组件间的水隙中。十字形的每个翼中排列有18根不锈钢细管，管内装有压实的 $B_4C$ 细粉。

与压水堆不同，沸水堆的源量程、中间量程和功率量程中子探测器都设置在堆芯内，但前两者在功率运行时用驱动机构抽出堆芯，后者则固定装设在堆芯内，并用可移动电离室定期进行检定。中子探测器也由堆底引入。

反应堆压力容器 沸水堆压力容器虽与压水堆的类似，但由于堆功率密度低，堆芯大，容器内尚有喷射泵、汽水分离器和干燥器，故体积较后者大得多。如某1100MW核电厂的反应堆容器高23m，直径6.4m，壁厚178mm，重达800t以上。

应急堆芯冷却系统 用于在堆芯失水时直接向堆内注入冷却水以防止堆芯熔化。系统又分为四个分系统：①自动卸压系统：由若干安全-卸压阀和大容量抑压水池组成。大容量抑压水池是沸水堆核电厂设计中的一大特点，位于安全壳内（见图2），容量约4000m<sup>3</sup>，其作用是在主系统发生破裂时使汽水混合物直接经排汽管进入水池而被迅速冷凝，从而防止反应堆厂房超压；或在系统超压时使蒸汽经安全-卸压阀排入水池，

从而防止主系统压力边界受损。设置大容量抑压水池也是滞留放射性物质的有效手段，在发生失水事故时可减少放射性物质对环境的释放。此系统虽然不直接向堆内注水，但可使反应堆迅速卸压，以利于其他分系统的注水。②高压堆芯喷淋系统：在发生失水事故时，该系统通过喷淋环管直接向堆芯喷淋注水。它能在整个运行压力区间工作。此系统先从冷凝水箱取水，水用完后再从抑压水池取水。除正常电源外，此系统尚有单独的柴油发电机供电。③低压堆芯喷淋系统：此系统是在堆压力降低而其他系统不足以保持反应堆容器内水位时投入工作，也通过环管向堆芯直接喷淋注水，防止堆芯裸露。系统从抑压水池取水。④低压冷却剂注入系统：这是余热排出系统的一种运行方式，用于在失水事故时向反应堆容器内环形空间注水，使堆芯浸没而不外露。上述中三个系统分为三组：低压堆芯喷淋系统和一列低压冷却剂注入系统为第1组；两列低压冷却剂注入系统为第2组；高压堆芯喷淋系统为第3组。在自动卸压系统配合下，任何一组失效都不影响应急堆芯冷却功能。

液体毒物注入系统 用于在控制棒失效时使反应堆从满功率下降到冷停堆状态。此系统由运行人员在控制室内手动操作。毒物为硼酸钠溶液。

反应堆厂房 沸水堆厂房的特点是在安全壳内还设一下井，反应堆即安装在此井内，见图2。下井的作用是：①承受失水事故瞬态压力，并通过排汽管将汽水混合物导入抑压水池；②提供屏蔽，使运行维修人员能在反应堆运行时进入安全壳内下井以外地区；③对失水事故时可能发生的甩管、水流冲击和飞射物提供防护，以保护安全壳。下井顶部有一钢制密封顶，但可拆卸以便进行换料检修。

沸水堆的安全壳与压水堆的类似，但其底部设有抑压水池，见图2。

紧靠反应堆厂房设置燃料厂房和辅助厂房。

沸水堆与压水堆的比较 ①沸水堆与压水堆同属

轻水堆，都有结构紧凑、安全可靠、建造费低、负荷跟随能力强等优点，其发电成本已可与常规火电厂竞争。两者都须使用低富集铀燃料，并使用饱和汽轮机。②沸水堆系统比压水堆简单，特别是省去了蒸汽发生器这一压水堆的薄弱环节，减少了一大故障源。沸水堆的再循环管道比压水堆的环路管道细得

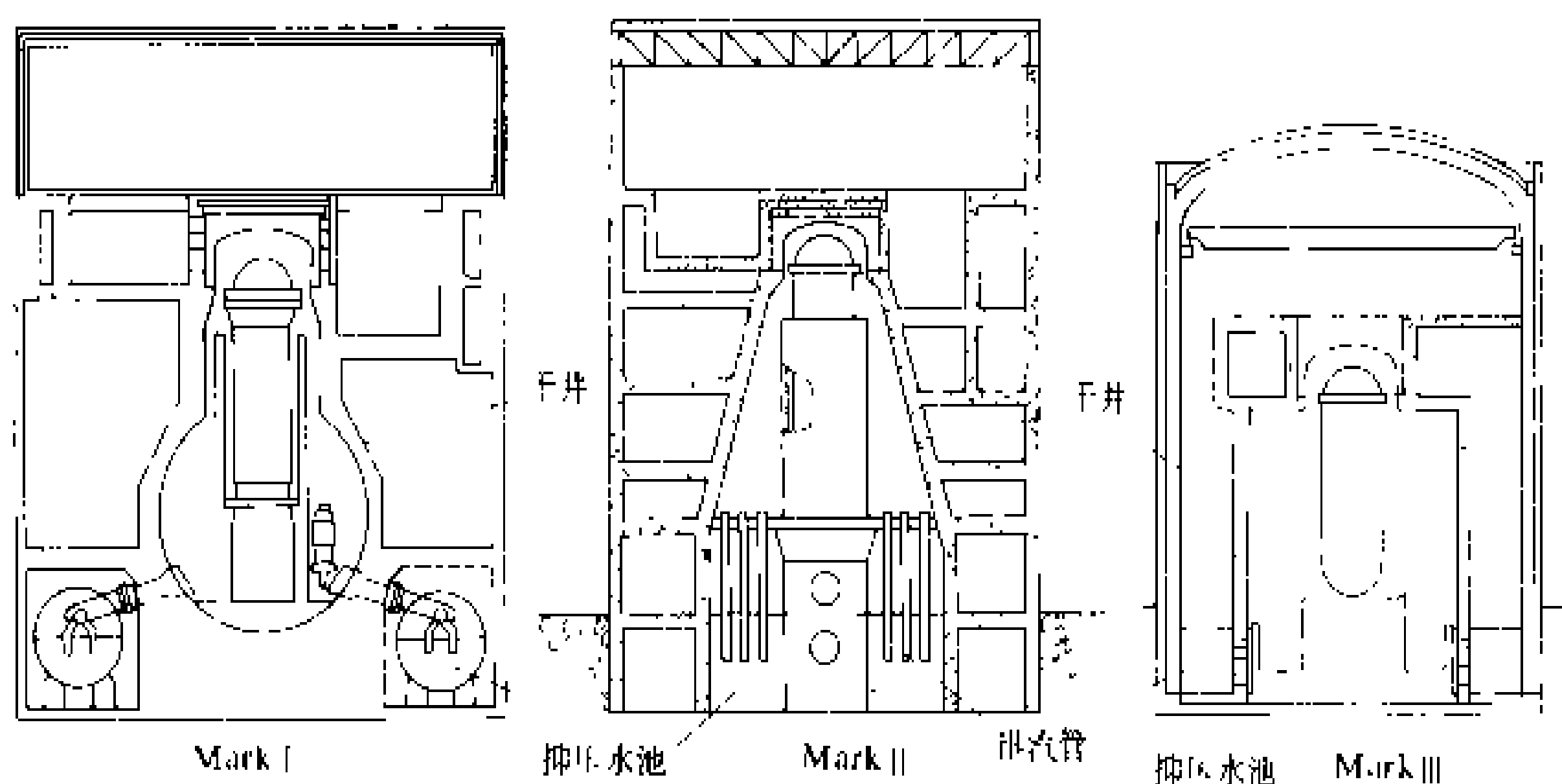


图2 GE沸水堆安全壳的发展

多,故管道断裂事故的严重性远不如后者。某些沸水堆还用堆内再循环泵取代堆外再循环泵和喷射泵,取消了堆外再循环管道,使事故概率进一步降低。③沸水堆的失水事故处理比压水堆简单,这是因为沸水堆正常工作于沸腾状态,事故工况与正常工况有类似之处,而压水堆则正常工作于过冷状态,失水事故时发生体积沸腾,与正常工况差别较大。其次是沸水堆的应急堆芯冷却系统中有两个分系统都从堆芯上方直接喷淋注水,而压水堆的应急注水一般都要通过环路管道才能从堆芯底部注入冷却水。④沸水堆的流量功率调节比压水堆的有更大的灵活性。⑤沸水堆直接产生蒸汽,除了 $^{16}\text{N}$ 的放射性问题外,还有燃料棒破损时的气体和挥发性裂变产物都会直接污染汽轮机系统,故燃料棒的质量要求比压水堆的更高。⑥沸水堆由于其燃耗深度(约 $28000\text{MW}\cdot\text{d/t}$ )比压水堆的低,虽然燃料的富集度也低,但相同发电量的天然铀需要量比压水堆的大。⑦沸水堆压力容器底部除有为数众多的控制棒开孔外,尚有中子探测器开孔,增加了小失水事故的可能性。控制棒驱动机构较复杂,可靠性要求高,增加维修困难。⑧沸水堆控制棒自堆底引入,因此发生“未能应急停堆预计瞬态”的可能性比压水堆的大。“未能应急停堆预计瞬态”指发生某些事故时控制棒应插入堆芯而因机构故障未能插入。对于这种情况的瞬态应予以分析,证明不影响安全。

**发展简史** 沸水堆最先于20世纪50年代中由美国通用电气公司(General Electric Company, GE)开发研制,其反应堆系统经历了从BWR-1到BWR-6不同阶段的发展。BWR-1以德累斯顿1号为代表,1960年投入运行,功率200MW。它采用了堆外汽水分离器,此外尚有四个类似压水堆的环路,仍保留了蒸汽发生器,GE公司称之为双循环回路。BWR-2首次采用了直接循环,取消了蒸汽发生器,并开始采用流量功率调节和堆内中子通量密度监测。BWR-3首次采用堆内喷射泵,使再循环路由5环减少到2环。BWR-4功率首次突破1000MW。BWR-5开始采用高压堆芯喷淋系统。BWR-6燃料组件从 $7\times 7$ 改为 $8\times 8$ ,安全壳采用Mark-Ⅱ。70年代末,GE公司与日本东芝、日立合作开发先进型沸水堆(ABWR)。主要改进有:①采用堆内再循环泵,取消堆外再循环环路和喷射泵。②正常运行时用精密电机驱动控制棒,紧急停堆仍用液压驱动。③燃料棒内壁用纯锆衬里,以减少芯块-包壳相互作用,提高负荷跟随能力。④采用先进检测控制系统,如数控、数字仪表、光纤多路传输、保护系统软件逻辑等。

GE沸水堆核电厂的安全壳经历了从Mark-Ⅰ到Mark-Ⅲ三代的发展(见图2)。Mark-Ⅰ的抑压水池是一个圆环形结构,加工困难。Mark-Ⅱ的抑压水池改为

敞开式环形水池,排汽管垂直安装,反应堆容器位置较高。Mark-Ⅲ抑压水池仍为环形水池,但用水平排汽管,反应堆容器位置降低,增强了抗震能力。

联邦德国通用电气公司(Allgemeine Elektrizitäts-Gesellschaft, AEG)1959年与美国合作,引进GE专利建造了两个沸水堆核电厂。但从第3个沸水堆核电厂开始全由AEG(及其后的KWU)承建。从克吕美尔核电厂(KKK, 1983年建成)开始采用堆内再循环泵。联邦德国早期采用双层钢球安全壳,后改用钢筋混凝土结构。

瑞典通用电气公司(Allmänna Svenska Elektriska Aktiebolaget, ASEA)不依靠外国专利,自己发展了ASEA沸水堆的基本概念。它首先采用了预应力混凝土安全壳和 $8\times 8$ 燃料组件,并与西德同时采用堆内再循环泵。

(杨钧陶)

feishuidui kongzhi

**沸水堆控制** (control of BWR) 保持沸水堆正常运行时的状态参数,调节沸水堆的功率,保证沸水堆的安全。

沸水堆(见反应堆)控制主要包括:①沸水堆反应性控制;②沸水堆功率调节;③沸水堆压力控制;④沸水堆水位控制。

沸水堆反应性控制 主要采用控制棒、硼酸溶液以及在燃料芯块中加入固体可燃毒物来补偿运行过程中的反应堆反应性变化。沸水堆控制棒采用碳化硼( $\text{B}_4\text{C}$ )作吸收体,其形状多为十字形,安装在燃料组件之间的间隙中,从反应堆容器的底部插入堆芯。控制棒采用液压驱动,驱动水的压力高于反应堆内压力。紧急停堆时控制棒自动插入堆芯,所需要的全部高压驱动水都保存在贮水罐中。每一个驱动机构都配备有单独的贮水罐、操纵阀和连接管道。当收到紧急停堆信号时,驱动活塞上面的水排到处于大气压下的排水母管内,贮水罐内的高压水通到驱动活塞下面,控制棒就迅速上升插入堆芯。近年来控制棒的传动大多采用电机驱动,但快速插入仍采用水力活塞驱动。

控制棒亦可用来进行反应堆功率控制,但由于堆芯内使用了轴向和径向分布的可燃吸收棒,在正常功率运行时,很少需要对控制棒进行操作。

沸水堆的反应性控制,多采用计算机程序控制,包括自动起堆、低功率运行、慢速变功率,以及停堆等。

沸水堆功率调节 沸水堆是按压力不变、流量可变的方式运行的。设置再循环回路也起到了利用汽泡所产生的负反应性来调节反应堆功率的作用。

当电厂操纵员发出提升功率的信号时,该信号使

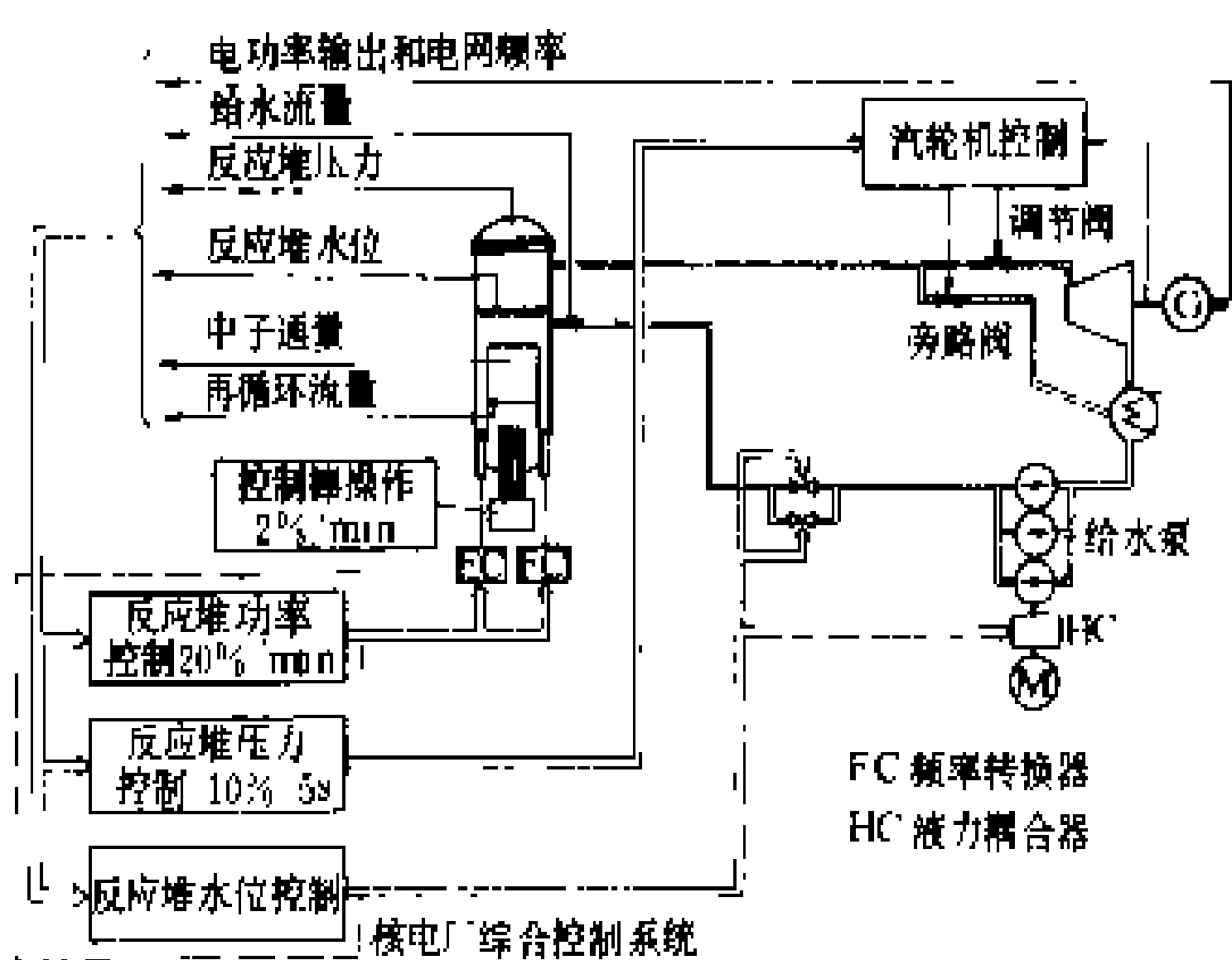
再循环流量控制器重新定值,增加再循环流量。较高流速的流体通过堆芯时以较快的速度带走气泡,这就减少了堆芯内的空穴,导致反应性增加,反应堆的功率上升,气泡增加,一直达到新的平衡功率为止。产生的蒸汽增多,引起反应堆容器内的压力上升,压力控制器向汽轮机的调节阀控制系统发出信号,增大调节阀开度,汽轮机出力增加,堆内压力又恢复到控制点。要降低功率时,按照相同的程序,但以相反的方向进行。

当电网负荷增加时,汽轮机速度降低,调节阀开度增加,蒸汽压力下降,反应堆容器内的蒸汽贮能用来增加蒸汽流量,满足负荷要求,同时控制再循环流量,增加堆芯流量,使反应堆功率上升,并与电网负荷匹配。电网负荷降低时,类似的过程按相反方向进行。

为了减少功率调节的响应时间,在再循环流量控制器收到信号的同时,将压力控制器压力整定点指示暂时停在稍低的力量下。这样,反应堆内的水快速蒸发,使较多的蒸汽几乎立即供给汽轮机,当反应堆的功率水平上升到所要求的负荷时,压力再调节回到正常值。

反应堆功率水平的控制是由再循环流量和控制棒相互配合来实现的。控制棒和再循环流量能自动地控制或手动地控制。通过再循环流量的控制,可以在额定功率的 65% 到 100% 之间调整反应堆功率。在 65% 以下可采用控制棒进行功率调节。

图中给出沸水堆控制系统。



沸水堆控制系统示意图

**沸水堆压力控制** 沸水堆正常运行时,必须保持其出口蒸汽压力恒定。如果反应堆蒸汽压力下降,将会引起堆芯气泡份额增加,空穴效应引起的负反应性将导致中子通量密度和功率下降,这是不希望的。压力控制系统接受功率调节系统的压力定值信号,与反应堆实际压力进行比较。根据测得的偏差信号,压力控制器对汽轮机调节阀和蒸汽旁路阀进行调节,使反应堆压力恢复到设定值。在正常功率运行时,反应堆压力控制系统主要控制调节阀的开度;在起动或带广用电负荷

运行时,通过控制蒸汽旁路阀,维持压力;当冷凝器不能工作时,压力控制系统起动蒸汽释放系统,将蒸汽排放至安全壳内的冷凝水池。当电力负荷快速增长时,压力整定值可短时下降几个百分点,以加速响应过程。一般压力波动值为 3%~4%。

**沸水堆水位控制** 对沸水堆,通常设有水位控制系统,水位控制的目的是保持反应堆的给水与蒸汽负荷相平衡,即保持冷却剂的质量平衡。沸水堆的水位信号由水位计给出。沸水堆水位控制系统使水位保持在设定值的+15%和-20%的范围内,超过这个范围就应发出停堆信号。水位控制是通过调节给水管道上阀门的开度和给水泵的速度来实现的。

此外,沸水堆还设有安全保护系统,防止反应堆运行异常和事故危及反应堆的安全。由于沸水堆冷却剂自然循环能力比压水堆的大好几倍,故在低功率时,只要堆芯被水淹没,燃料元件被烧毁的可能性就很小。所以沸水堆除防止高功率燃料元件烧毁外,另一重要的保护就是水位保护。高水位保护是防止水进入汽轮机;低水位保护是防止堆芯裸露。沸水堆只有一次回路,汽轮机有可能被放射性沾污,因此运行中对设备的放射性监督是相当重要的。

(蒋滨森)

fensanshi taiyangneng refadian

**分散式太阳能热发电** (solar thermal distributed power system)

汇集多套太阳能集热装置的热能用以发电的方式。可以是在大面积的场地上安装许多套结构相同的小型太阳能集热装置,通过管道将各套装置所产生的热能汇集起来,进行热电转换,发出电力;或采用许多套小型太阳能热发电装置,再将各部分发出的电力汇集起来,联成系统,对外输出。分散式太阳能热发电在国外又称为 solar farm。在前一段时间,许多能源界人士认为,太阳能热发电最有前途的是集中式太阳能热发电,但从各种方式运行的结果来看,分散式太阳能热发电也是很有发展前景的,它的适用范围广,而且灵活性大。按集热装置的不同(见太阳能热发电),分散式太阳能热发电主要有有点聚焦和线聚焦两种类型,采用其他聚焦方式的也有新的发展。

**点聚焦太阳能热发电装置** 点聚焦装置的结构从外形上看类似大型抛物面雷达天线。配用双轴跟踪系统。在焦点处放有接收器,它是光热转换部件,加热其中的循环工质,再通过管道将高温工质引出。也可在焦点处放置由受热器、动力机和发电机组成的一套热发电单元,以电能的方式输出。1981 年 5 月,中国湘潭电机厂与美国太空电子公司 (ESSCO) 合作研制的

5kW 太阳能热发电站,就是采用这种类型的结构,其点聚焦集能装置是直径 7.3m 的抛物面反射镜。它是利用雷达天线的构架设计而成的。反射面上贴有反光薄膜。置于焦点处的接收器,是一种直热式的单管换热器,管内通有导热油,温度可达 399℃。然后,再引出到旋转轴构架上的热机箱,经过热交换器将热能传给热机回路中的甲苯工质,进入热机的温度为 371℃。这个采用有机工质的兰金循环热机是采用单级轴流汽轮机,直接驱动高速交流发电机,4 万~6 万 r/min,2000Hz,可发 6.5kW 的电功率。经过晶闸管整流,得到 220V、25A 左右的直流输出,并有蓄电池储能。装置中还附有交流逆变器,以供给自用的交流电源。整套设备的能量转换过程和跟踪系统都由微型电子计算机进行控制。此装置经过一段时间的试运行后,已于 1987 年 4 月通过鉴定。

在世界范围内具有代表性的分散式太阳能热发电站是 1984 年在美国加利福尼亚州运行的太阳能 1 号发电站。由 700 台点聚焦集能装置组成,共占地 40 英亩。每台集能装置聚光器的有效开口直径为 7.42m,结构直径为 9.45m,焦距 5.334m,由 24 个碟状塑料薄膜反光镜组成,每个反光镜面积为 1.8m<sup>2</sup>。它的结构是在直径约 1.5m、厚约 10cm 的铝圈上蒙有一层聚合物镀铝薄膜,其表面上还有一层耐风雨的聚丙烯薄膜。圈内抽气使反光膜形成凹面,其聚焦比可达 225:1,即 1.8m<sup>2</sup> 的反射镜可将太阳光聚成一个直径不到 10cm 的焦斑。每个造价不超过 20 美元。采用这种反光镜是整套发电装置降低造价的关键所在。每台集能装置配有 96W 的电动机作为跟踪系统的动力元件,由一台微型电子计算机控制。置于焦点处的接收器是一个圆筒形结构,高约 91.44cm,直径为 60.96cm。在其绝热套内装有输水盘管,并通过熔盐槽。槽中盛有硝酸钠及其他化合物。储存的热量可保证当阳光被遮住后还可继续发电 30min。在这个发电站的 700 台集能装置中,有 600 台用于饱和区,100 台用于过热区。饱和区接收器中的熔盐可急剧上升到约 371℃,过热区接收器中的熔盐可达约 482℃。开始水被加热产生约 274℃的汽水混合物,经过分离器,热水再进行循环,蒸汽过热达到约 399℃后输入汽轮发电机组,总出力 4920kW,直接并入电网。从单位造价 3790 美元/kW 来看,要比 Barstow 的 10MW 集中式太阳能热发电站的单位造价 14000 美元/kW 便宜得多,这就有可能与核电厂和常规火电站相竞争。1982 年燃煤发电厂单位造价为 1400 美元/kW,仅为其两倍多。然而太阳能热发电站的运行费用低,在环境保护方面更有其优越性。

**线聚焦太阳能热发电装置** 在美国、西班牙、墨西哥、澳大利亚等国家这一类装置都有发展,它们不仅可

为边远地区的农村提供灌溉等农业用电,而且向大容量装置发展也是很有希望的。如建在美国新墨西哥州和亚利桑那州的 500kW 抛物线槽太阳能装置,有两种类型的结构:一是 Acurex 公司的型式,采用长的抛物柱面镜槽,东西向放置,单轴跟踪,集热面积为 2674m<sup>2</sup>;另一种是联邦德国 MAN 公司的型式,是由一对抛物柱面反射镜拼装而成,南北向放置,可俯仰和随支架做方位旋转,有双轴跟踪系统,集热面积共 2688m<sup>2</sup>。两种类型集热器总共为 5362m<sup>2</sup>,聚光倍率为 40。传导工质是导热油,集热器进口温度 225℃,出口 295℃。还配有 0.8MW·h 的导热油储热装置,经过热交换器,最后推动常规的汽轮发电机,输出电力 577kW,净功率为 500kW。此外,美国正在加利福尼亚州莫哈维沙漠修建一座世界上规模最大的太阳能热发电站,也是采用抛物柱面镜槽结构,计划在 1992 年以前完成共 19 组发电设备的建设,总发电能力为 550MW。已于 1988 年春完成 5 组,共 194MW,并开始发电和商业运行。其传导工质也是用导热油,温度超过 300℃,再经热交换器加热水产生蒸汽,推动汽轮机发电。晚间利用天然气辅助锅炉提供动力。由于这种类型设备所使用的大都是易于大量生产的组合式装置,建设成本低,周期短,其造价完全可与常规火电厂相竞争。

**其他分散式太阳能热发电装置** 日本按照“阳光计划”于 1978 年开始研究设计太阳能热发电装置,除建造 1000kW 的集中式发电系统外,同时还在同一地点建立另一套 1000kW 平面曲面混合聚光式的太阳能热发电装置。由日立制作所的山立研究所承担研制工作,于 1988 年全部建成。平面镜共有 25 台镜架,每台镜架上有 5 排反射镜,每排有 20 块 3×1.5m<sup>2</sup> 的平面镜,这些平面镜是有跟踪系统的。每台镜架长 37.6m,高 13m。每台镜架都各自面对着一套共 5 个的抛物柱面镜组。集热管是串联的。平面镜架和抛物柱面镜架相距 32m。像这样的混合聚光单元共 25 个,安装的平面反射镜总共 2500 块,抛物柱面镜共 75 块。集热管进口水温 130.6℃,出口温度 380℃。汽轮机进口温度为 343℃。按计算,当太阳辐射强度为 0.75kW·h/m<sup>2</sup> 时,整套发电装置总效率为 12%。

除上述结构外,还有半球壳体内壁反射聚光结构。开口面向南有倾斜角,壳体是固定的,壳体内部空间悬有一根集热棒管,上端以曲率中心为支点,下端按一定的轨道旋转运动,根据跟踪系统的驱动,太阳光的反射光都随时聚焦在这根棒管上。在美国得克萨斯州安装的这种结构的太阳能热发电装置具有技术领先的地位,开口直径 20m,已于 1981 年初开始运行,在此基础上将继续建造 10 个直径为 61m、发电 5000kW 的装

置，并打算建立一个大的混合系统与燃气锅炉并用。

点聚焦集能装置的接收器带有发电机组也是正在研究发展的一种结构型式。它将光热、热机和机电三种转换结合成一体。最有希望的是斯特林发动机，这是一种高效率的外燃机。内部密封着高压氦或氢气。汽缸上端是石英玻璃，聚焦的太阳光由此射入，使不锈钢等高温材料制成的活塞头部温度升高，内面的气体膨胀做功，推动活塞运动。排气经过回热器，提高了循环效率。目前美国、日本和西欧一些国家正在积极开展这方面的研究，因为它可能成为宇航中的太阳能发电装置，与光电系统相竞争。另一种在接收器中采用空气或氦做工质的布雷顿循环，其涡轮机回路中省去中间热交换器。工作温度可达 815℃。若接收器用陶瓷材料制成，则温度可高达 1000℃。空气作为热传输工质的优点是便宜和使用方便。然而空气的导热系数和热容量都比钠、熔盐和水及其蒸汽为低，所以需要大的管道，接收器体积大而重。空气接收器单位面积的功率容量为 0.1~0.2MW/m<sup>2</sup>，而钠和熔盐则为 1MW/m<sup>2</sup>。这些基础研究工作都正在进行中。

(廖少葆)

fengli fadian

**风力发电** (wind power generation) 将风能转换为电能的发电方式。

**发展简史及现状** 丹麦是世界上首先利用风力发电的国家，19 世纪 90 年代到 20 世纪 20 年代丹麦建立了许多 10~20kW 的风力发电站，到 40 年代丹麦已建有 50kW 的风力发电站多处。20 世纪 30 年代以前，美国许多地方的农户和牧场使用小型风力发电装置作为独立运行的自备电源。第二次世界大战之后，一些国家进行了容量在 100kW 以上的风力发电装置的研制，使风力发电的理论逐渐系统化。60 年代，由于石油价格下降，风力发电处于停滞状态。1973 年以后，由于石油危机的出现，以及用矿物燃料发电所带来的严重环境污染问题，风力发电又重新受到重视。美国、丹麦、瑞典、联邦德国、英国、荷兰、加拿大等国对风力发电的研究与应用投入了相当大的人力及资金，到 1987 年底，美国已在加利福尼亚州安装了约 16400 多台不同容量的风力发电机，总装机容量约 140MW，年发电量达 17 亿 kW·h；1989 年发电量达 20 亿 kW·h。中国于 50 年代后期开始进行风力发电的研究和试点工作，在吉林、辽宁、新疆等省区建立了一些容量在 10kW 以下的小型风力发电站，其后处于停滞状态。70 年代中期以后，在世界性能源危机的影响下，特别是在农村、牧区、海岛等地对电能的迫切需求的推动下，中国的一些地区和部门对风力发电机的研究、试点和推广应用

又给予了重视与支持，发展迅速。据到 1993 年末的统计，中国已推广使用微小型风力发电机组 12 万台，总装机容量约 16.8MW；已在新疆、内蒙古、广东、浙江、福建、山东等省、区建立起 13 个风力发电试验场，安装大、中型风力发电机组 106 台，总装机容量约 14.6MW。

**系统组成** 典型的风力发电系统是由风能资源、风力发电机组、控制装置、蓄能装置、备用电源及电能用户组成，如图 1 所示。风力发电机组是实现由风能到电能转换的关键设备。由于风能是随机性的，风力的大小时刻变化，必须根据风力大小及电能需要量的变化及时通过控制装置来实现对风力发电机组的起动、调节（转速、电压、频率）、停机、故障保护（超速、振动、过负荷等）以及对电能用户所接负荷的接通、调整及断开等。在小容量的风力发电系统中，一般采用由继电器、接触器及传感元件组成的控制装置；在容量较大的风力发电系统中，现在普遍采用微机控制。蓄能装置是为了保证电能用户在无风期间内可以不间断地获得电能而配备的设备；另一方面，在有风期间，当风能急剧增加时，蓄能装置可以吸收多余的风能。为了实现不间断的供电，有的风力发电系统配备了备用电源，如柴油发电机组。

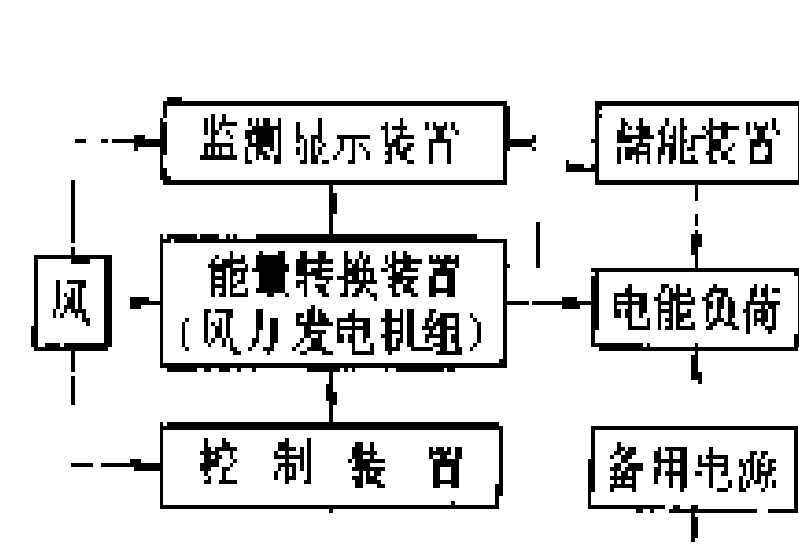


图 1 风力发电系统的组成

**运行方式** 风力发电的运行方式可分为独立运行、并网运行、集群式风力发电站、风力-柴油发电系统及风力-其他再生能源联合发电系统等。

**独立运行** 风力发电机输出的电能经蓄电池蓄能，再供应用户使用，如图 2 所示。如用户需要交流电，则需在蓄电池与用户负荷之间加装逆变器。3~5kW 以下的风力发电机多采用这种运行方式，可供边远农村、牧区、海岛、气象台站、导航灯塔、电视差转台、边防哨所等电网达不到的地区利用。在容量较大的独立运行方式中，为了避免大量使用蓄电池，采取由负荷控制器按负荷的优先保证次序来直接控制负荷的接通与断开，以适应风速大小的变化，如图 3 所示。这种方式的缺点，是在无风期不能供电。为了克服这一缺点，可配备少量蓄电池，来保证不能断电的设备在无风期间内从蓄电池获得电能。

**并网运行** 风力发电机与电网连接，向电网输送电能。并网运行是为克服风的随机性而带来的蓄能问题的最稳妥易行的运行方式，可达到节约矿物燃料的目的。10kW 以上直至兆瓦级的风力发电机皆可采用这种运行方式。并网运行又可分为两种不同的方式：①

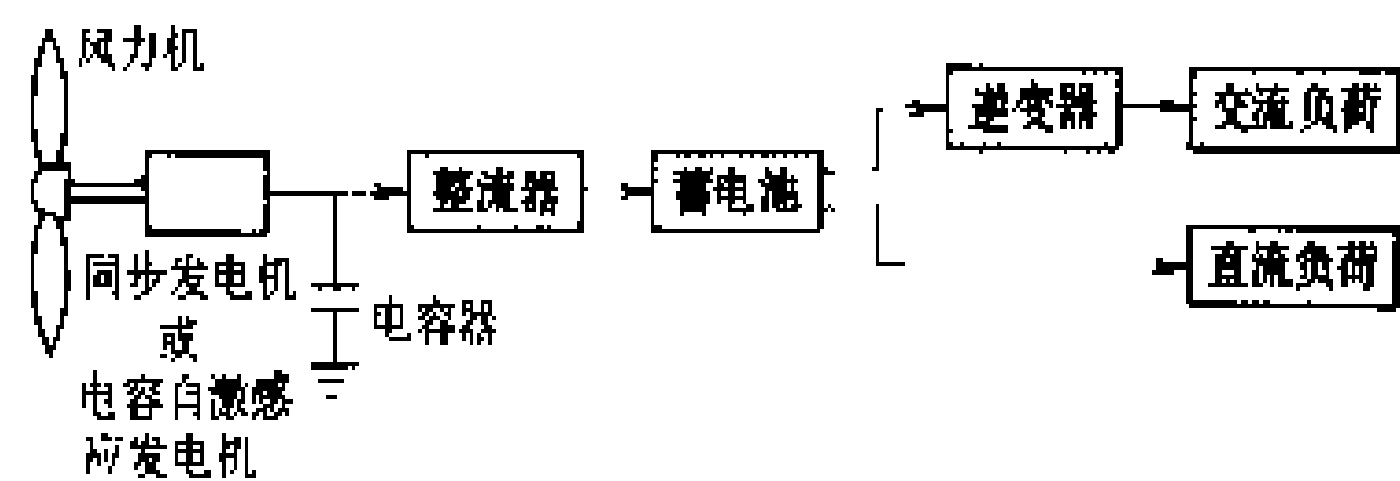


图2 独立运行的风力发电系统

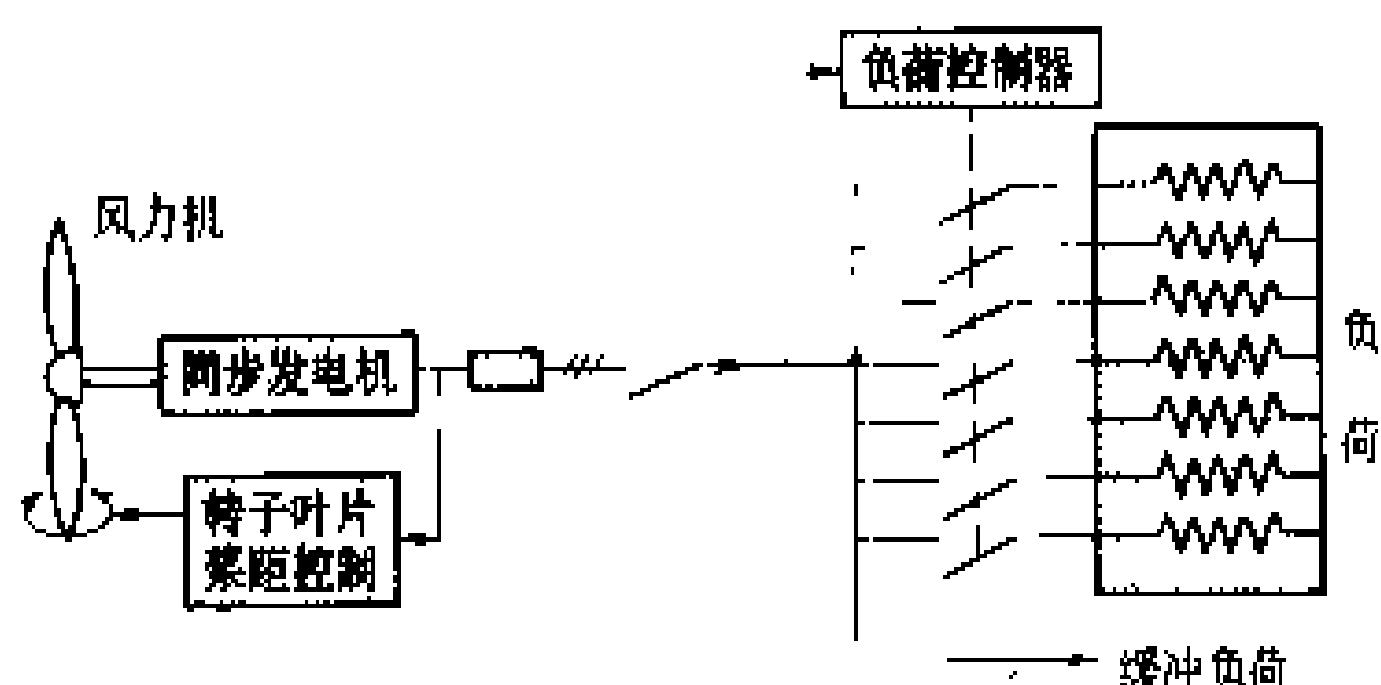


图3 具有负荷调节的独立运行风力发电系统

恒速恒频方式，即风力发电机组的转速不随风速的波动而变化，维持恒速运转，从而输出恒定频率的交流电。这种方式目前已普遍采用，具有简单可靠的优点，但是对风能的利用不充分，因为风力机只有在一定的叶尖速比的数值下才能达到最高的风能利用率。②变速恒频方式，即风力发电机组的转速随风速的波动作变速运行，但仍输出恒定频率的交流电，这种方式可提高风能的利用率，因此成为追求的目标之一，但将导致必需增加实现恒频输出的电力电子设备，同时还应解决由于变速运行而在风力发电机组支撑结构上出现共振现象的问题，这种方式目前仍处在研究试验阶段。

风力发电机集群(风电场或风力田) 在风能资源丰富的地区按一定的排列方式成群安装风力发电机组，组成集群。这种集群内的风力发电机，少的有3~5台，多的可达几十台、几百台、甚至数千台；集群内的风力发电机组的容量多数为几十千瓦至几百千瓦，也有个别达到兆瓦以上的。风力发电机集群属于大规模利用风能，其发出的电能全部经变电设备送往大电网。(见风力发电机集群)

风力-柴油发电系统联合运行 采用风力-柴油发电系统可以实现稳定持续地供电。这种系统有两种不同的运行方式：①风力发电机与柴油发电机交替(切换)运行，风力发电机与柴油发电机在机械上及电气上没有任何联系，有风时由风力发电机供电，无风时由柴油发电机供电；②风力发电机与柴油发电机并联运行，风力发电机与柴油发电机在电路上并联后向负荷供电，如图4所示。柴油发电机可以是连续运转的，也可以是断续运转的。当然，只有在柴油机断续运转时，才能达到显著地节省燃油。这种运行方式，技术上较复杂，需要解决在风况及负荷经常变动的情况下两种动态特性和控制系统各异的发电机组并联后运行的稳定

性问题。在柴油机连续运转时，当风力增大或电负荷减小时，柴油机将在轻载下运转，会导致柴油机效率降低；在柴油机断续运转时，可以避免这一缺点，但柴油机的频繁启动与停机，对柴油机的维护保养是不利的。为了避免这种由于风力及负荷的变化而造成的柴油机的频繁启动与停机，可采用配备蓄电池短时储能的措施：当短时间内风力不足时可由蓄电池经逆变器向负荷供电；当短时间内风力有余或负荷减小时，就经由整流器向蓄电池充电，如图4所示，从而减少柴油机的起停次数。此外，配备具有短期储能特性的飞轮，也可以达到降低柴油机起停次数的目的。

风力发电-太阳能电池联合运行 风力发电机可以和太阳能电池组成联合供电系统。风能、太阳能都具有能量密度低、稳定性差的弱点，并受地理分布、季节变化、昼夜变化等因素影响。中国属于季风气候区，冬季、春季风力强，但太阳辐射弱，夏季、秋季风力弱，而太阳辐射强，两者能量变化趋势相反，因而可以组成能量互补系统，并给出比较稳定的电能输出。利用自然能源的互补特性，增加了供电的可靠性，并使得风力发电机及太阳能电池组的容量较单独使用时要小。风力-光电联合系统有两种不同的运行方式：①切换运行，即有风时由风力发电机供电，有太阳光时由太阳能电池组供电，这种方式简单，但系统的效率较低；②同时供电运行，风力发电机与太阳能电池方阵同时向蓄电池组充电，可以充分发挥两者的效能，系统的效率高，风力发电机、太阳能电池方阵及蓄电池三者容量的选择(匹配)，可根据风能、太阳能变化规律及负荷(用电量)变动规律得出。

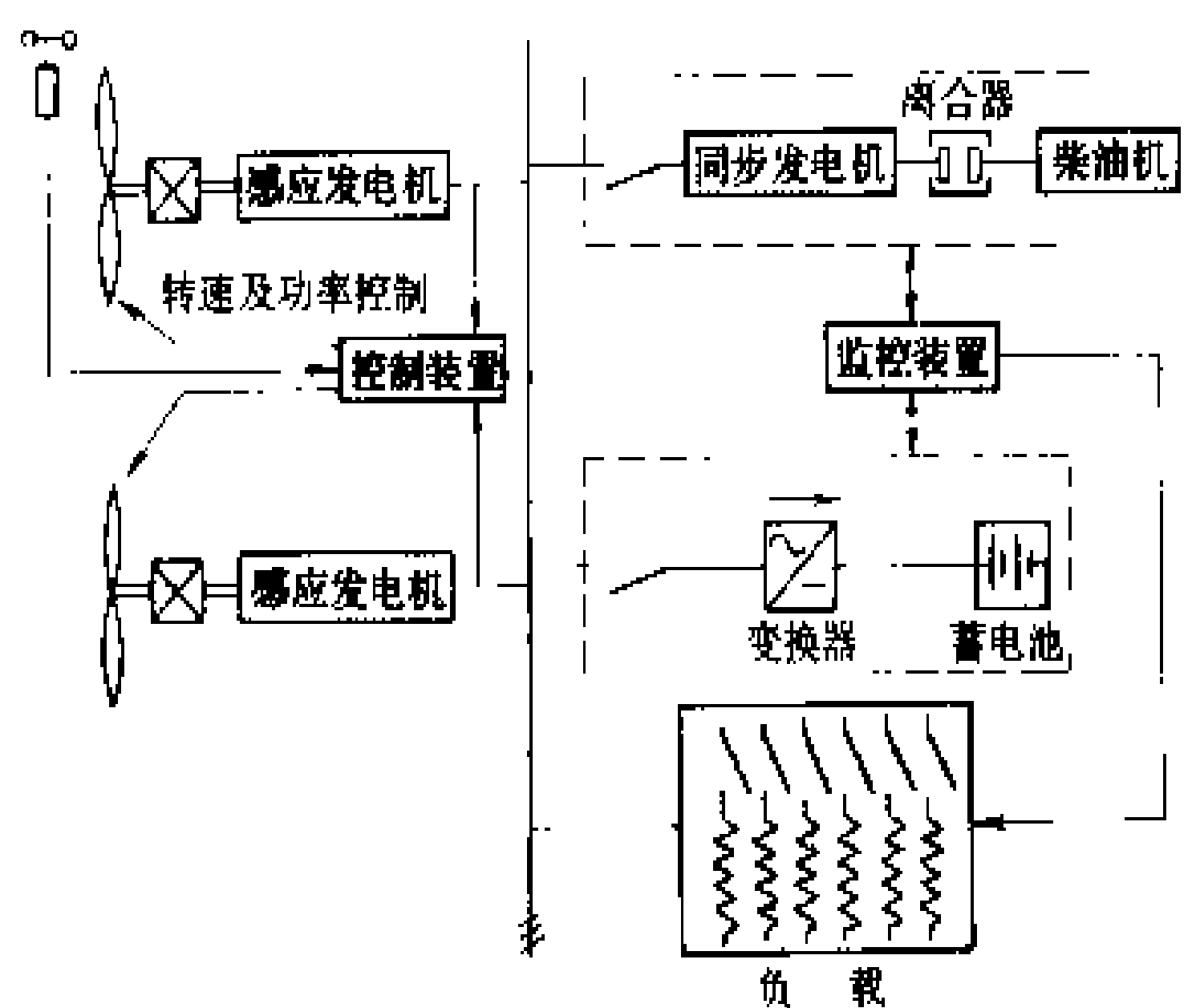


图4 风力发电机-柴油发电机并联系统

特点及发展趋势 风能是可再生能源，风力发电不存在资源枯竭的问题，因此具有相当大的发展潜力。风能具有间歇性，风力发电必须和一定的其他形式供能或储能方式结合。风能的能量密度低，空气的密度仅约为水的密度的1/800，因此，同样单机容量下，风力

发电设备的体积大、造价高,单机最大容量也受到限制。按照贝茨(Betz)理论,由风能转换成机械能的最大效率为59.3%,实际上一般在40%左右,最大不超过50%,而由风能转换成电能的总效率大约为15%~30%。风力发电不会造成空气污染,但对环境有一定影响,主要是风力发电机组运转时发出的噪声及金属叶片对电视机与收音机的接收会造成干扰。

风力发电未来的发展趋势是:①研制单机容量大、安全可靠、投资费用低的大型风力发电设备,进一步降低发电成本;②风电场的建设与推广;③分散独立运行方式的应用,特别是风力-柴油发电系统及风力-太阳能电池发电系统的应用;④风力发电蓄能技术的研究与开发;⑤提高风力发电的可靠性及稳定性。

#### 参考书目

Lipman N H, Musgrove P J, Pontin G W. Wind Energy for the Eighties. Peter Peregrinus Ltd, 1982

Golding E W. The Generation of Electricity by Wind Power. E. & F. N. Spon LTD, 1976

(王承煦)

fengli fadian chuneng xitong

**风力发电储能系统** (stored energy system of wind power) 在有风期间将多余的风能转化为其他形式的能量储存起来,在无风期间再将储存的能量释放出来,以保证稳定持续地供电的装置。

风能是不可直接储存的能源,即使在风能资源丰富的地区,若以风力发电作为获得电能的主要方式,也必须配有适当的储能系统。风力发电系统采用的储能系统主要是以蓄电池储能;在地形条件合适的地点,也可以采用抽水蓄能;正在研究试验的有压缩空气储能、飞轮储能、电解氢储能等。与大电网并联运行的风力发电系统,电网即是最好的储能系统,不需要另外配备其他形式的储能系统。

**蓄电池储能** 在风力发电系统中,多采用铅酸蓄电池或碱性蓄电池作为储存电能的装置。铅酸蓄电池的单格电压为2V,碱性蓄电池的单格电压为1.2V。小型风力发电系统中蓄电池组的电压通常为12V、24V或36V。蓄电池的容量以安时(A·h)数表示。安时数表明该蓄电池在连续10h充电或放电过程中允许的充电和放电电流的数值(10h充放电率电流值),超过10h充放电率的电流值会损坏蓄电池。在充放电过程中,蓄电池的电压是变化的,特别是放电时,蓄电池电压逐渐降低,使用时铅酸蓄电池电压不应低于1.4~1.8V,碱性蓄电池不应低于0.8~1.1V。铅酸蓄电池在充电时电解液的浓度增高,比重增大;放电过程中电解液的浓度降低,测定电解液的浓度就能了解蓄电池

放电的程度。蓄电池的寿命因使用方法不同有很大差异,铅酸蓄电池的寿命一般为1~20a,碱性蓄电池的寿命为3~20a。

**抽水储能** 当风大而负荷所需电能较少时,利用多余的电能带动抽水机,将低处的水抽到高处的水库中储存起来;当风小或无风期来临时,再释放高处水库中的水来推动水轮机带动发电机发电。

**压缩空气储能** 在电力负荷减小时,将风力发电机提供的多余的电力通过电动机带动空气压缩机,将空气压缩后储存到地下岩洞或废弃的矿坑内;在电力负荷达到高峰、风小或无风时再释放储存的压缩空气为动力带动涡轮机实现发电。

**飞轮储能** 在风力机与发电机之间安装一个飞轮,利用飞轮旋转时的惯性储能。当风速高时,风能以动能的形式储存于飞轮中;当风速低时,储存在飞轮中的动能即可带动发电机发电。飞轮多由钢制成,近年来正在研究采用强度高而重量轻的纤维材料制造飞轮,其储能能量可达钢制飞轮的10~20倍。

**电解氢储能** 在电力负荷减小时,将风力发电多余下来的电能用来电解水,使氢和氧分离,把氢作为燃料储存起来,需要时再把氢和氧在燃料电池中进行反应而产生电能。

#### 参考书目

Hunt V D. Wind Power. New York: Van Nostrand Reinhold Company, 1981

(王承煦)

fengli fadianji jiqun

**风力发电机集群** (wind farm) 在风能资源良好的地区或特定地点将几十台、几百台或几千台单机容量自数十千瓦至数百千瓦的风力发电机组按一定的阵列布局方式成群安装而组成的风力发电机群体,又称风力发电场或风力田。

风力发电机集群是在大面积范围内大规模开发利用风能的有效形式,弥补了风能能量密度低的弱点;风力发电机集群的建立与发展可带动和促进形成新的产业,有利于降低设备投资及发电成本。

**发展现状** 风力发电机集群的概念于20世纪70年代末首先在美国提出,从80年代初开始,风力发电机集群的建设在美国取得了巨大的进展,至1987年,世界上90%的风力发电机集群建在美国。美国的风力发电机集群主要分布在加利福尼亚州及夏威夷群岛,其中加州北部阿特蒙特山口(AT-tamonh Pass),是迄今为止世界上最大的风力发电机集群,装有不同容量的风力发电机共7600余台,总装机容量达670MW。除美国外,丹麦、荷兰、联邦德国、英国等也都建有总



装机容量达兆瓦以上的风力发电机集群。

中国于 80 年代中期开始建立小型风力发电机集群,至 1993 年末,已在新疆、内蒙古、广东、浙江、福建、山东等省、区建立起 11 个风力发电机集群,安装大、中型风力发电机组 105 台,总装机容量 14.4MW。(参见彩图插页第 38、39 页 68、70 图)

特点 ①建立风力发电机集群地区的风力资源应达到年平均风速在 6~7m/s 以上,风向稳定,有效风能密度在 200W/m<sup>2</sup> 以上,全年风速在 3~20m/s 的累计时数不小于 5000h。对装机地点的风速、风向、沿高度方向上的风速分布、湍流等应进行 1~2a 的实测;还应考虑地形、地貌、障碍物(如平坦地面、山地、建筑物)影响、特殊恶劣气象情况(如热带风暴、雷暴、沙暴等)的发生频率。②风力发电机集群中各个机组的排列方式仍是在研究和探索的问题,现已建造的风力发电机集群所遵循的原则是:在平坦的地面上风力机按矩阵分布排列,沿盛行风向风力机前后之间的距离约为风力机风轮直径的 10 倍,风力机左右之间的距离约为风力机风轮直径的 2 倍;在非平坦的地形起伏的地面上,风力机安装在等风能密度线上,风力机之间的距离比在平坦地形上的稍小些。在地形复杂的丘陵或山地,除按上述原则考虑风力机尾流的影响外,还要考虑地形造成的湍流的影响。③风力发电机集群对环境有一定的干扰,主要是噪声及对电磁波的干扰。建设风力发电机集群应离开居民点,尽可能不选用具有金属包层或骨架的风力机叶片,按环境保护法规限定的噪声标准设计与制造风力机。

发展趋势 风力发电机集群未来的发展趋向将集中在:①提高机群安装场地选择的准确性;②改进机群布局的合理性;③提高运行的可靠性、稳定性,实现运行的最佳控制;④进一步降低设备投资及发电成本;⑤总装机容量在兆瓦以上的风力发电机集群将占据主导地位,集群内的风力发电机组单机容量将主要是百千瓦级以上的。

(王承煦)

fengli fadian jizhu

**风力发电机组** (wind-driven generating unit)

将风能转换为电能的机械、电气及其控制设备的组合。通常包括风力机、发电机、变速器(小、微容量及特殊类型的也有不包括变速器的)及有关控制器和储能装置。

分类及发展现状 风力发电机组的单机容量由几十瓦至几兆瓦。国际上通常按照机组容量大小将风力发电机组分为大型(1MW 以上)、中型(100kW 至 1MW)、小型(1kW 至 100kW)。中国将容量小于 1kW

的风力发电机组列为微型。

80 年代以来,工业发达国家对风力发电机组的研制取得了巨大的进展。1987 年美国研制出单机容量为 3.2MW 的水平轴风力发电机组,安装于夏威夷群岛的瓦胡岛(Oahu)上。1987 年加拿大研制出单机容量为 4.0MW 的立轴达里厄型(Darrieus type)风力发电机组(EOLE 工程),安装于魁北克省的凯普-柴特(Cap-Chat)。中国于 1987 年研制出单机容量为 200kW 的水平轴风力发电机组,安装于福建省的平潭岛上。中国与联邦德国合作于 1986 年研制出单机容量为 20kW 的立轴达里厄型风力发电机组,安装于北京郊区。

风力机 截获流动的空气所具有的动能并将其转化为机械能的装置。

从结构型式上看,风力机旋转轴在空间为水平方向的称为水平轴风力机;旋转轴在空间为垂直方向的称为垂直轴风力机,也称立轴风力机;此外,还有某些结构型式特殊的风力机。图 1 表示出这三类不同结构型式的风力机。

水平轴风力机的风轮叶片可制成桨距可调的,以控制从风中吸收的能量。垂直轴风力机除直叶片外,风轮叶片是不可调的。水平轴风力机有调向机构,垂直轴风力机不需要调向机构。水平轴风力机大多数情况下与变速器及发电机一起置于塔架的顶端,垂直轴风力机可将变速箱及发电机一起放置在靠近地面处。

风力机轴上的输出功率如式(1)所示。

$$P = C_p \cdot \frac{\rho}{2} \cdot A v^3 = C_p \frac{\zeta}{8} \pi D^2 \cdot v^3 \quad (1)$$

式中,  $P$  为轴上输出机械功率,  $\text{kg} \cdot \text{m}/\text{s}$ ;  $\rho$  为空气密度,  $\text{kg} \cdot \text{s}^2/\text{m}^4$ ;  $A$  为风力机迎风扫掠面积,  $\text{m}^2$ ;  $D$  为风力机风轮直径,  $\text{m}$ ;  $v$  为风速,  $\text{m}/\text{s}$ ;  $C_p$  为风力机的功率系数。

功率系数  $C_p$  是表征风力机效率的重要参数,它代表风力机从风中获得的有用能量的比例,根据贝茨理论,  $C_p$  的最大值为 0.593。

风力机风轮叶片尖端的运动线速度与风速之比称为风力机的叶尖速比 TSR,如式(2)所示,它是表示风力机性能的另一重要参数。

$$\text{TSR} = \frac{\omega R}{v} = \frac{\pi n R}{30v} \quad (2)$$

式中  $\omega$  为风力机旋转角速度,  $\text{rad}/\text{s}$ ;  $n$  为风力机旋转速度,  $\text{r}/\text{min}$ ;  $R$  为风力机风轮半径,  $\text{m}$ 。叶尖速比表征了风力机在一定风速下运转速度的高低,故亦称高速性系数。

在风力机理论中,表征风力机扭矩大小的参数是扭矩系数  $C_T$

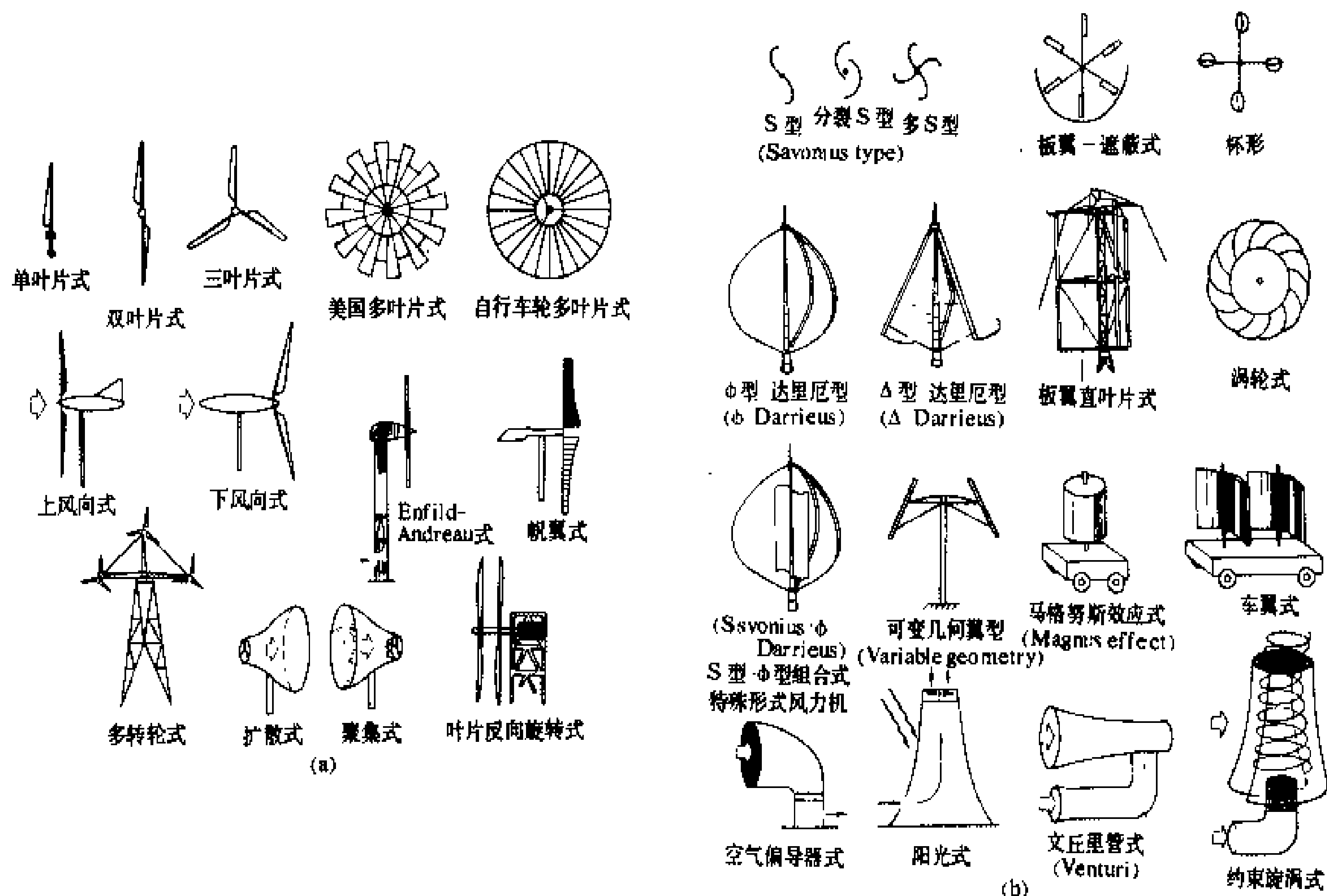


图1 不同结构形式的风力机  
(a) 水平轴风力机; (b) 垂直轴风力机

$$C_T = \frac{T}{\frac{\rho}{2} \pi R^2 \cdot v^2} \quad (3)$$

应用同步发电机或感应发电机。

式中  $T$  为风力机的扭矩,  $\text{kg/m}$ 。

不同结构型式的风力机的功率系数  $C_P$ 、扭矩系数  $C_T$ , 与叶尖速比  $\text{TSR}$  有一定的关系, 如图2及图3所示。可以看出, 水平轴螺旋桨式及立轴达里厄型风力机的功率系数大, 扭矩系数小, 运转速度快, 适用于风力发电; 而水平轴多叶片式风力机功率系数小, 扭矩系数大, 运转速度低, 不适合于风力发电, 但适合于风力提水。

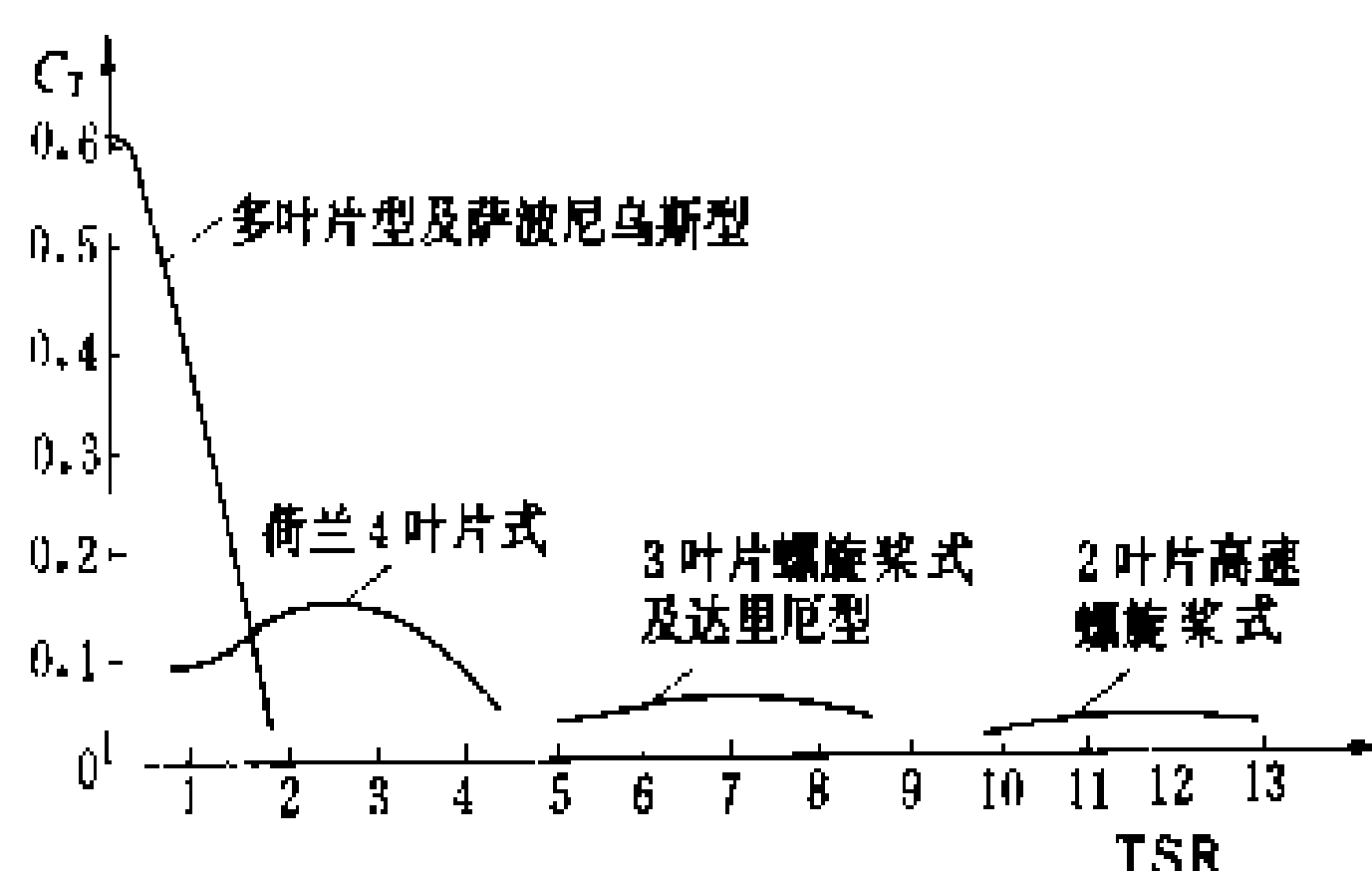


图3 风力机扭矩系数与叶尖速比的关系

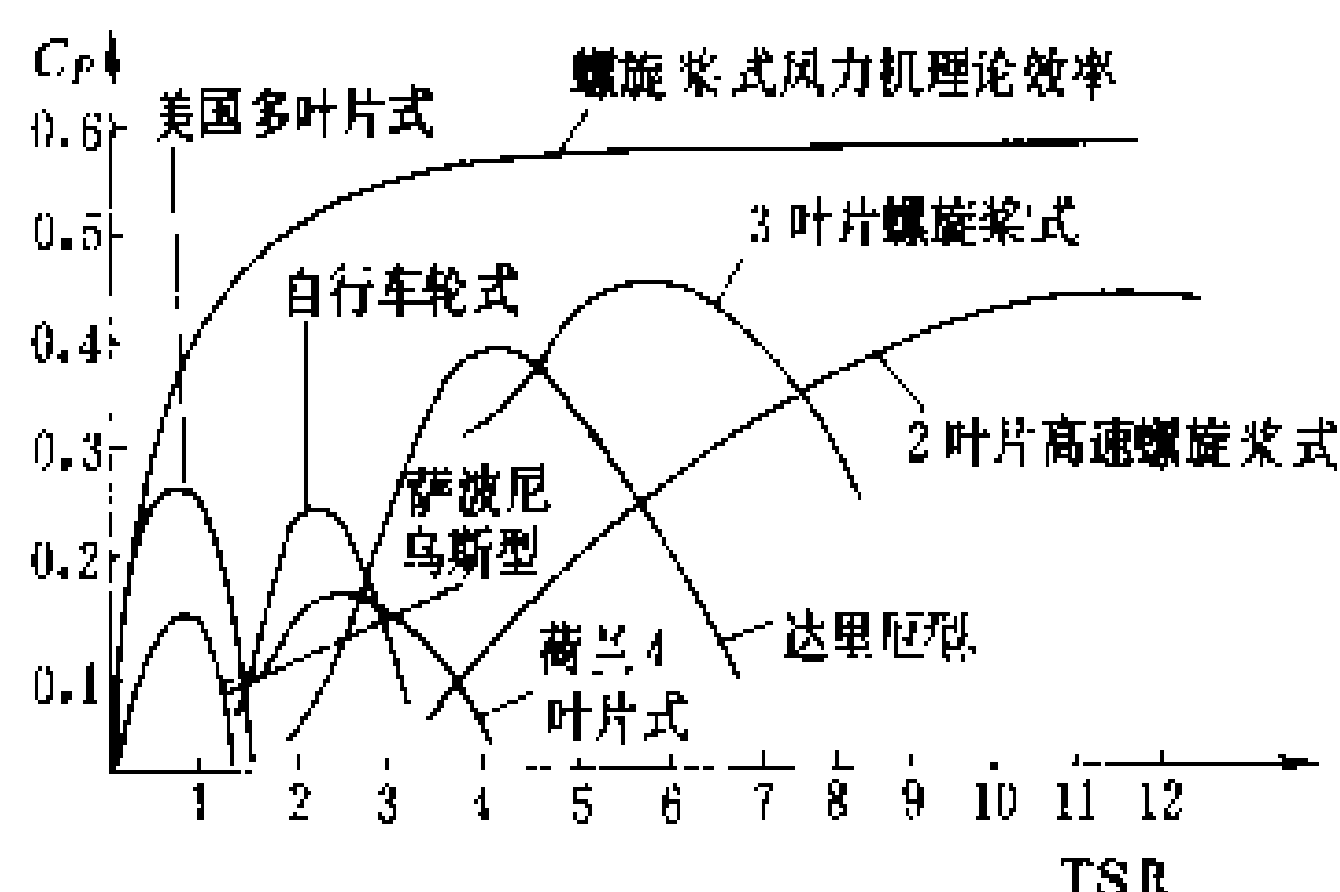


图2 风力机功率系数与叶尖速比的关系

发电机 微型及容量在  $10\text{kW}$  以下的小型风力发电机组, 采用永磁式或自励式交流发电机, 经整流后向蓄电池充电; 容量在  $10\text{kW}$  以上的风力发电机组, 普遍

同步发电机所需励磁功率小, 仅约  $1\%$ ; 通过调节励磁可以调节电压及无功功率, 可以向电网提供无功功率, 改善电网的功率因数。但同步发电机在阵风时因输入功率有强烈的起伏, 瞬态稳定性是个严重问题, 通常需要采用变桨距风力机, 以使得瞬态扭矩能被限制在同步发电机的牵出扭矩之内; 同步发电机还需要严格的调速及同步并网装置。

在具有大容量同步发电机装机容量和低感抗的网络中, 采用配有感应发电机的风力发电机组与电网并联运行有较大的优点。感应发电机, 结构简单, 价格便宜, 不需要严格的并网装置, 可以较容易地与电网连接, 还可借助自身作为电动机来实现起动; 感应发电机



允许转速在一定限度内变化,可吸收瞬态阵风能量。但感应发电机需借助电网获得励磁,加重了对电网的无功功率的需求。

**升速器** 风力机属于低速旋转机械,所采用的变速器是升速器。其作用是将风力机轴上的低速旋转输入转变为高速旋转输出,以便与发电机运转所需要的转速相匹配。升速传动装置的升速比对风力发电机组的性能及造价有重要影响。选择高升速比有利于降低发电机造价,但升速器体积增大,造价增高;选择低升速比有利于降低升速器造价及减小升速器所占的空间,但发电机造价增高。合适的升速比应通过系统的方案优化比较来选定。

**发展趋势** 风力发电中采用的风力机,在结构型式上,水平轴式与垂直轴式处于并存发展的局面。兆瓦级的大型风力机趋向于采用两个叶片。为了在高风速时控制风力机的转速及输出功率,普遍采用全翼展或1/3翼展(靠近叶尖处的1/3叶片长度)桨距控制或叶片失速控制。为了减轻阵风和风剪切力施加于叶片上和塔架上的负载,大型水平轴风力机叶片与主传动轴间采用跷跷板式联接。为了充分地利用风能,使风力机运行于接近最高效率,变速运行越来越受到重视,但同时需要解决维持发电机输出电能的频率恒定,也即是变速恒频系统。为了实现变速恒频运行,已经使用的有交流一直流—交流变换系统,正在研究的有磁场调制发电机系统、双馈异步发电机系统及滑差频率励磁感应发电机系统等。

参考书目

Désiré Le Govriérés. Wind Power Plants. Pergamon Press, 1982  
Jens-Peter Moeck. Windenergie in Theorie und Praxis. Verlag C. F. Müller Karlsruhe, 1978

(王承煦)

fengneng

**风能** (wind energy) 流动的空气所具有的能量。从广义太阳能的角度看,风能是由太阳能转化而来的。来自太阳的辐射能不断地传送到地球表面周围,因太阳照射而受热的情况不同,地球表面各处产生温差,从而产生压差而形成空气的流动。

按照空气动力学理论,流动的空气所具有的能量为

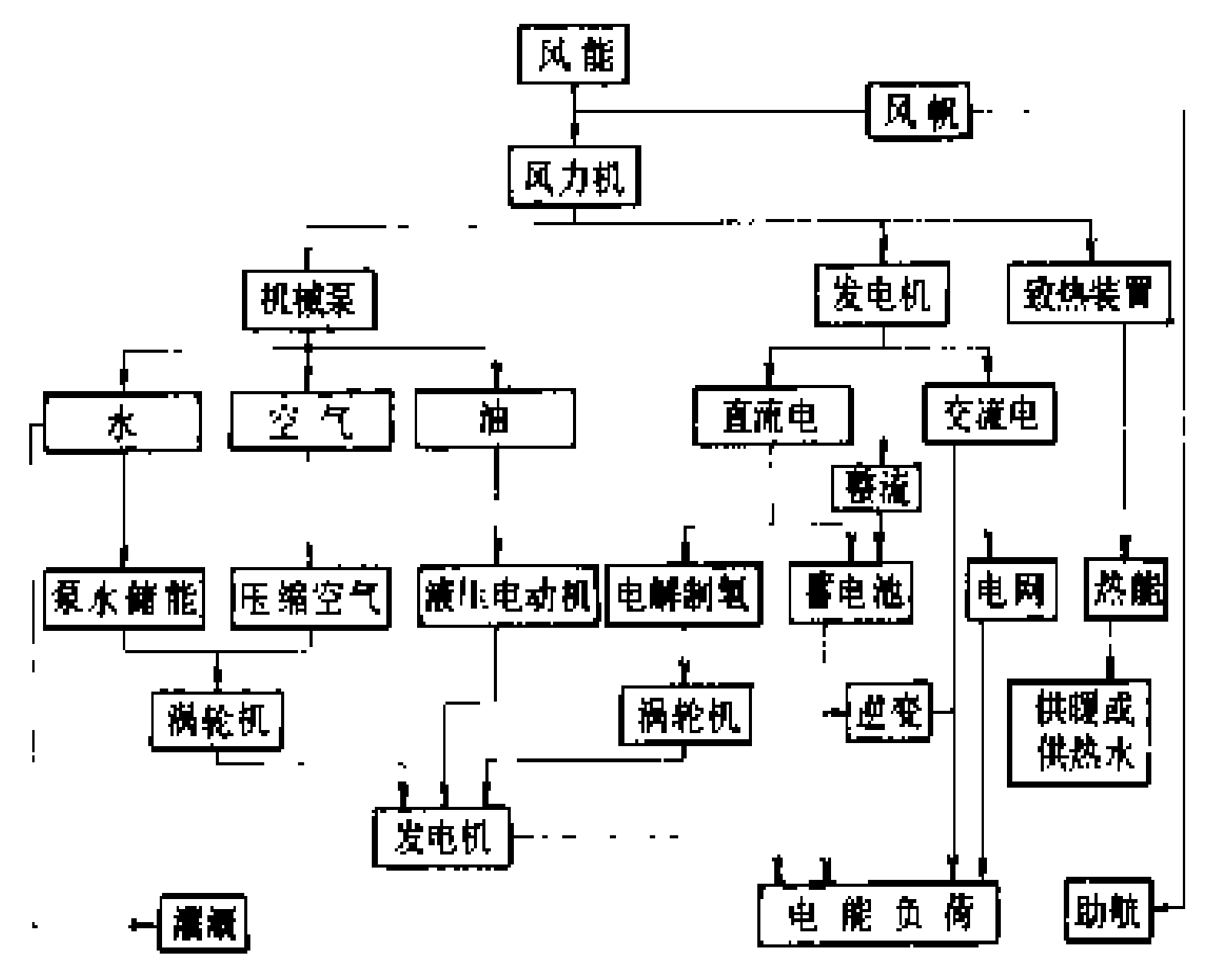
$$W = \frac{1}{2}mv^2 = \frac{1}{2}\rho Av^3$$

式中  $W$  为流动的空气所具有的能量,即风能;  $m$  为空气的质量;  $v$  为空气流动的速度,即风速;  $A$  为与空气流动方向垂直的气流穿过的截面积;  $\rho$  为空气的密度。

风能属于可再生能源,和存在于自然界中的其他一次能源,如煤、石油、天然气等不同,不会随着其本身的转化和人类的利用而日趋减少。风能又是一种过程性能源,与煤、石油、天然气、水力等近代广为开发利用的能源不同,不能直接储存起来,只有转化成其他形式的可以储存的能量才能储存。风能在20世纪70年代中叶以后又重新受到重视和开发利用,因此风能与太阳能、地热能、海洋能、生物质能等一起也被称为新能源。

人类利用风能已有几千年的历史,中国是世界上最早利用风能的国家之一。东汉刘熙在《释名》一书中曾写有:“帆泛也,随风张幔曰帆。”表明中国在1800年前已开始利用风帆驾船。公元1637年宋应星在《天工开物》一书中记载有:“扬郡以风帆数扇,俟风转车,风息则止。”说明当时已有风车问世。埃及、荷兰、丹麦等国也都是世界上较早和普遍利用风能的国家。古埃及利用风磨碾磨粮食;18世纪中叶荷兰建有2000座风车,主要用于碾谷和抽水。

按照不同的需要,风能可以被转换成其他不同形式的能量,如机械能、电能、热能等,以实现泵水灌溉、发电、供热、风帆助航等功能。图中给出风能转换及利用情况的示意图。



风能转换及利用情况

由于煤、石油、天然气等矿物燃料资源的储存量正在日趋减少,风能在未来的能源建设中将发挥重要的作用。利用风能可以节约矿物燃料,同时可以减少环境污染。但风能具有随机性,利用风能必须考虑储能或与其他能源相互配合,才能获得稳定的能源供应,这就增加了技术上的复杂性。另一方面,风能的能量密度低,空气的密度仅约为水的1/800,因此,风能利用装置的体积大,耗用的材料多,投资也高,这也是风能利用必须克服的制约因素。80年代以来风能利用的主要趋向是风力发电及风力泵水。

## 参考书目

Hunt VD. Wind Power. New York: Van Nostrand Reinhold Company, 1981

(王承煦)

fengneng ziyuan

**风能资源** (wind energy resources) 存在于地球表面大气流动形成的动能资源。自然界中的风能资源是丰富的。据世界气象组织 (World Meteorological Organization, WMO) 宣称, 全球风能为  $3 \times 10^{17}$  kW, 其中可利用的风能为  $2 \times 10^{10}$  kW。另一种说法认为, 太阳对地球辐射的热能是形成风能的基础, 进入地球大气层的太阳辐射热能的  $1\% \sim 2\%$  转变为风能, 其值约为  $1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^8$  kW。地球上某一地区风能资源的潜力是以该地的风能密度及可利用小时数来表示。

**风速及风向** 在风能利用中, 风速及风向是两个重要要素。风速与风向每日、每年都有一定的周期性变化。估算风能资源必须测量每日、每年的风速、风向, 了解其变化的规律。作为计算风能资源基本依据的每小时风速值有三种不同的测算方法: ①将每小时内测量的风速值取平均值; ②中国规定采用的方法是将每小时最后 10min 内测量的风速值取平均值; ③在每小时内选几个瞬时测量风速值再取其平均值。地球上某一地区的风向首先是与大气环流有关, 与其所处的地理位置 (离赤道或南北极远近)、地球表面不同情况 (海洋、陆地、山谷等) 也有关。在海边, 白天陆地上空气温度高、气压低, 空气上升, 海面上温度低、气压高, 空气从海面吹向陆地; 夜晚海水降温慢, 陆地降温快, 形成海面空气温度高、气压低, 空气上升, 陆地上温度低、气压高, 空气从陆地吹向海面, 此为海陆风。

**风速沿高度的变化** 从地球表面到 10000m 的高空层内, 空气的流动受到涡流、粘性和地面摩擦等因素的影响, 靠近地面的风速较低, 离地面越高风速越大。风速沿高度的变化, 可用指数公式或对数公式计算。工程上通常使用指数法, 其公式如

$$v = v_1 \left( \frac{h}{h_1} \right)^n \quad (1)$$

式中  $h, h_1$  为离地面的高度;  $v_1$  为已知的离地面高度为  $h_1$  处的风速;  $v$  为欲知的离地面高度为  $h$  处的风速。式 (1) 为经验公式, 指数  $n$  与地面的平整程度 (粗糙度)、大气的稳定度等因素有关, 其值为  $1/2 \sim 1/8$ , 在开阔、平坦、稳定度正常的地区为  $1/7$ 。中国气象部门通过在全国各地测风塔或电视塔测量各种高度下的风速得出  $n$  的平均值约为  $0.16 \sim 0.20$ , 一般情况下可用此值估算出各种高度下的风速。

风能的大小与风速的立方成正比。显而易见, 在高

空捕获的风能远比地面为大。

**风向方位**

通常采用十六方位来表示, 如图 1 所示。

按照不同方位风向出现的频率绘制而成的风向变化的图形称为风向频率玫瑰图。图 2 为中国浙江沿海嵊泗岛 1974 年的风向频率玫瑰图。从

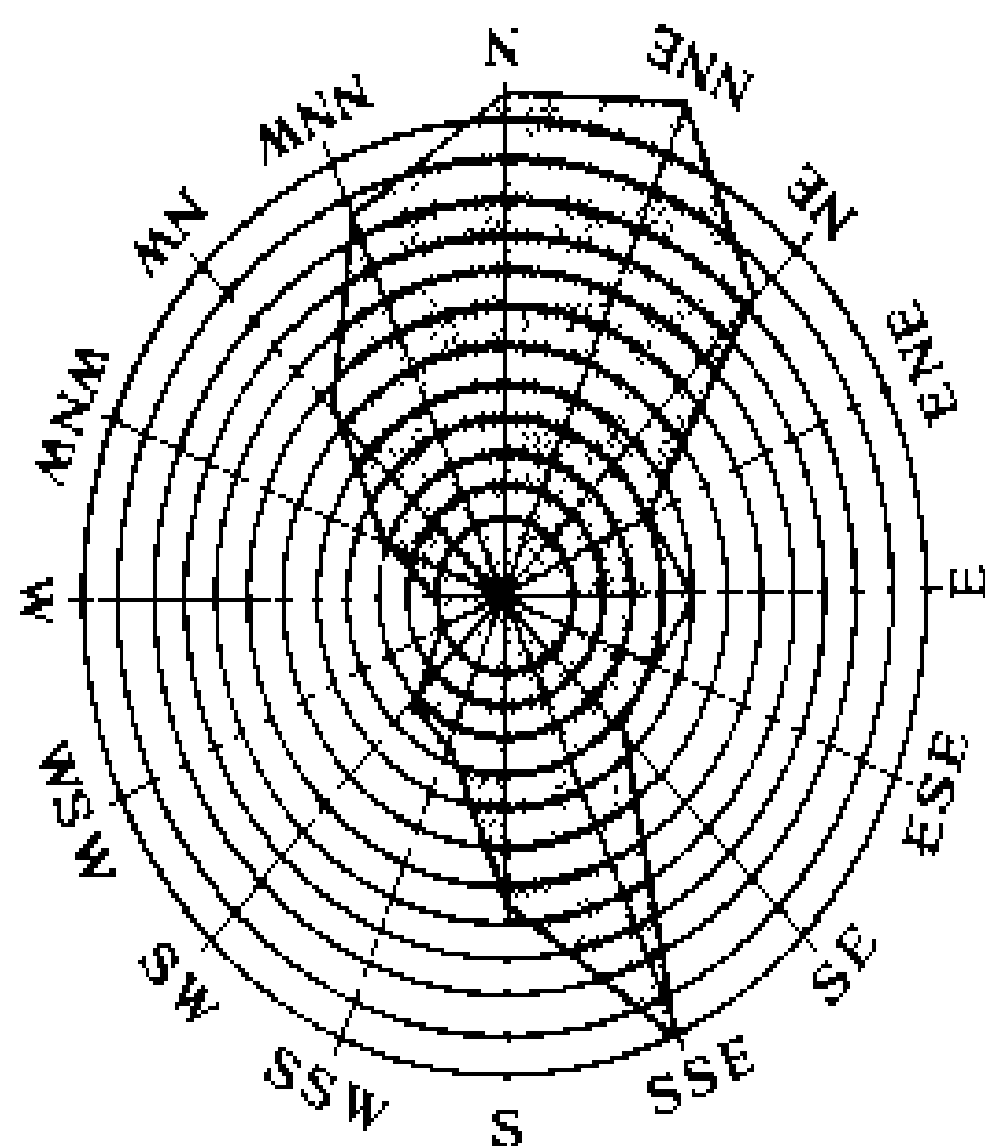


图 1 风向十六方位图

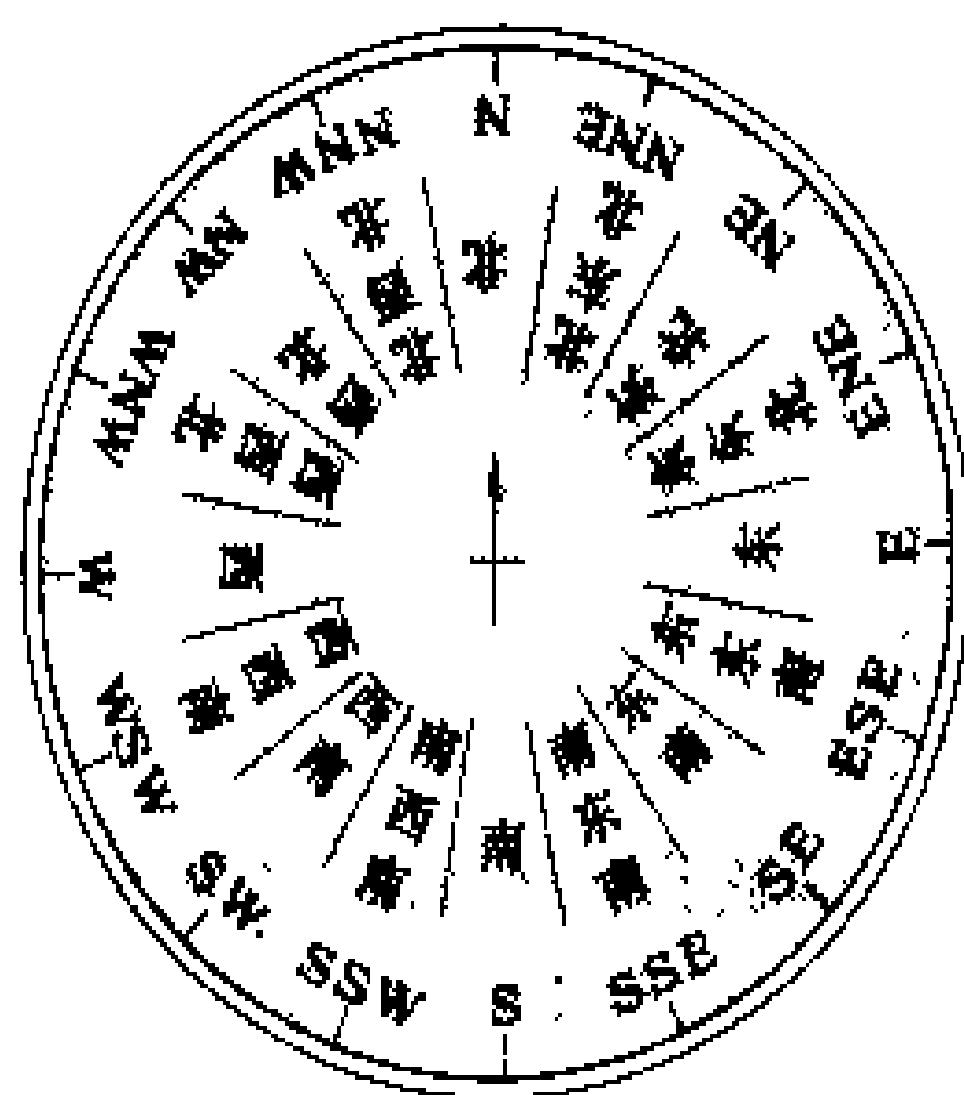


图 2 风向频率玫瑰图

图中可以看出, 全年中出现频率最高的风向是偏北风和偏南风。

**风能密度** 垂直穿过单位截面的流动的空气所具有的动能, 如式 (2) 所示。

$$W = \frac{1}{2} \rho v^3 \quad (2)$$

式中  $W$  为风能密度,  $W/m^2$ ;  $\rho$  为空气密度,  $kg/m^3$ ;  $v$  为风速,  $m/s$ 。由于风速是变化的, 风能密度的大小也是随时间变化的, 一定时间周期 (例如一年) 内风能密度的平均值称为平均风能密度, 如式 (3)。

$$\bar{W} = \frac{1}{T} \int_0^T \frac{1}{2} \rho v^3(t) dt \quad (3)$$

式中  $\bar{W}$  为平均风能密度;  $T$  为一定的时间周期;  $v(t)$  为随时间变化风速;  $dt$  为在时间周期  $T$  内相应于某一风速的持续时间。如果在风速测量中可直接 (或经过数据处理后) 得到总的时间周期  $T$  内不同的风速  $v_1, v_2, v_3 \dots v_n$  及其所对应的时间  $t_1, t_2, t_3 \dots t_n$ , 则平均风能密度可按式 (4) 计算。

$$\bar{W} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{1}{2} \rho v_i^3 t_i}{T} \quad (4)$$

在实际的风能利用中, 风力机械只是在一定的风速范围内运转, 对于一定风速范围内的风能密度视为有效风能密度。中国有效风能密度所对应的风速范围是  $3 \sim 20 m/s$ , 计算公式仍利用式 (3) 或式 (4)。

一般情况下，计算风能或风能密度是采用标准大气压下的空气密度。由于不同地区海拔高度不同，其气温、气压不同，因而空气密度也不同。在海拔高度 500m 以下，即常温标准大气压力下，空气密度值可取为  $1.225\text{kg/m}^3$ ，如果海拔高度超过 500m，必须考虑空气密度的变化。根据中国 300 个气象台站的计算经验得出空气密度与海拔高度的关系

$$\rho_h = 1.225e^{-0.0001h} \quad \text{kg/m}^3 \quad (5)$$

式中  $e$  为海拔高度，m； $\rho_h$  为相应于海拔高度为  $h$  处的空气密度值， $\text{kg/m}^3$ 。

风速频率分布 按相差  $1\text{m/s}$  的间隔观测 1 年（1 月或 1 天）内吹风总时数的百分比，称为风速频率分布。风速频率分布一般以图形表示，如图 3 所示。图

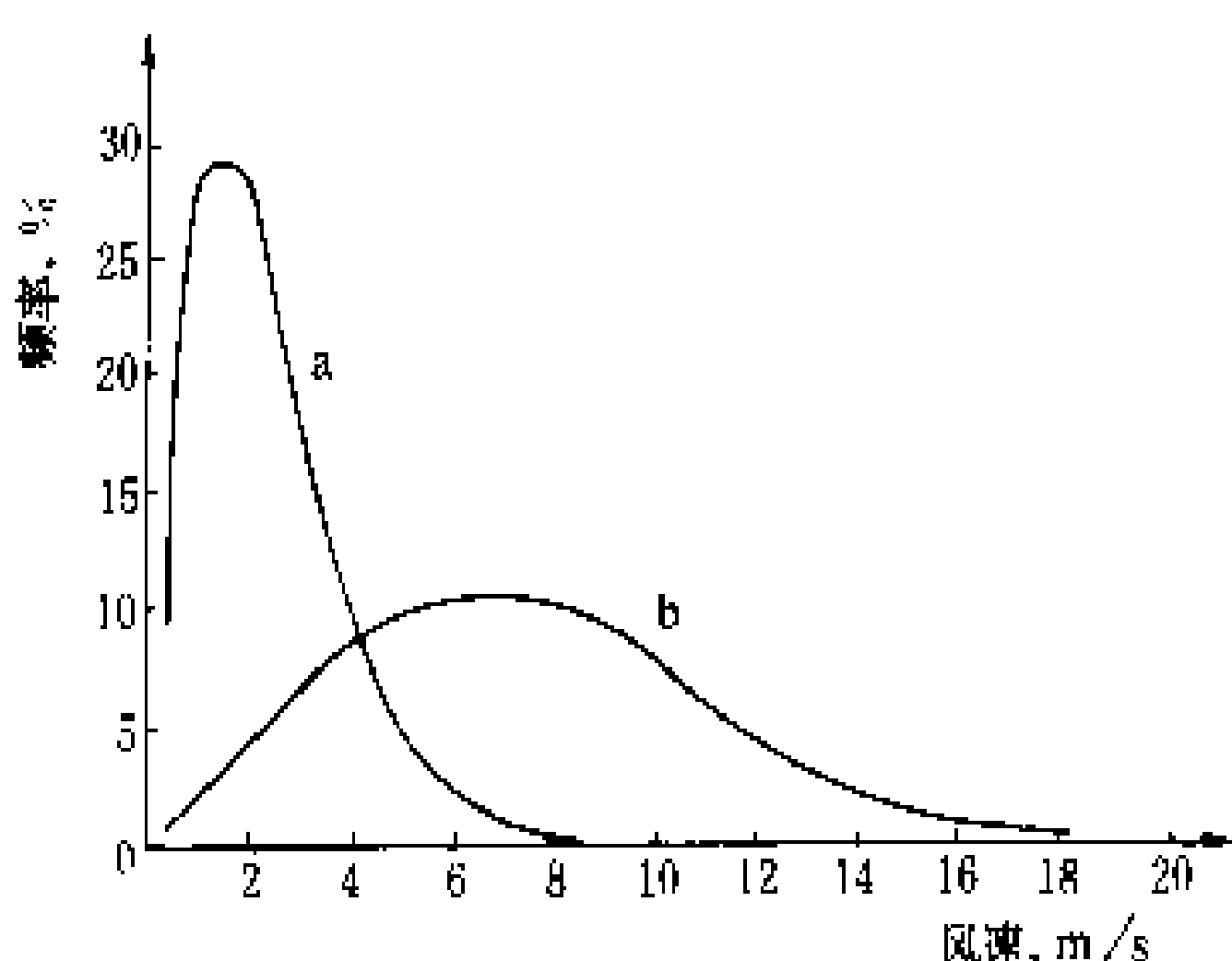


图 3 风速频率分布曲线

中表示出两种不同的风速频率曲线，曲线  $a$  变化陡峭，最大频率出现于低风速范围内，曲线  $b$  变化平缓，最大频率向风速较高的范围偏移，表明较高风速出现的频率增大。从风能利用的观点看，曲线  $b$  所代表的风况比曲线  $a$  所表明的要好。利用风速频率分布可以计算某一地区单位面积（ $1\text{m}^2$ ）上全年的风能。

中国风能资源 根据中国气象局估算，中国风能资源潜力约为每年  $1.6 \times 10^8 \text{kW}$ ，其中约  $1/10$  可开发利用，即  $1.6 \times 10^7 \text{kW}$ 。

东南沿海及其附近岛屿是风能资源丰富地区，有

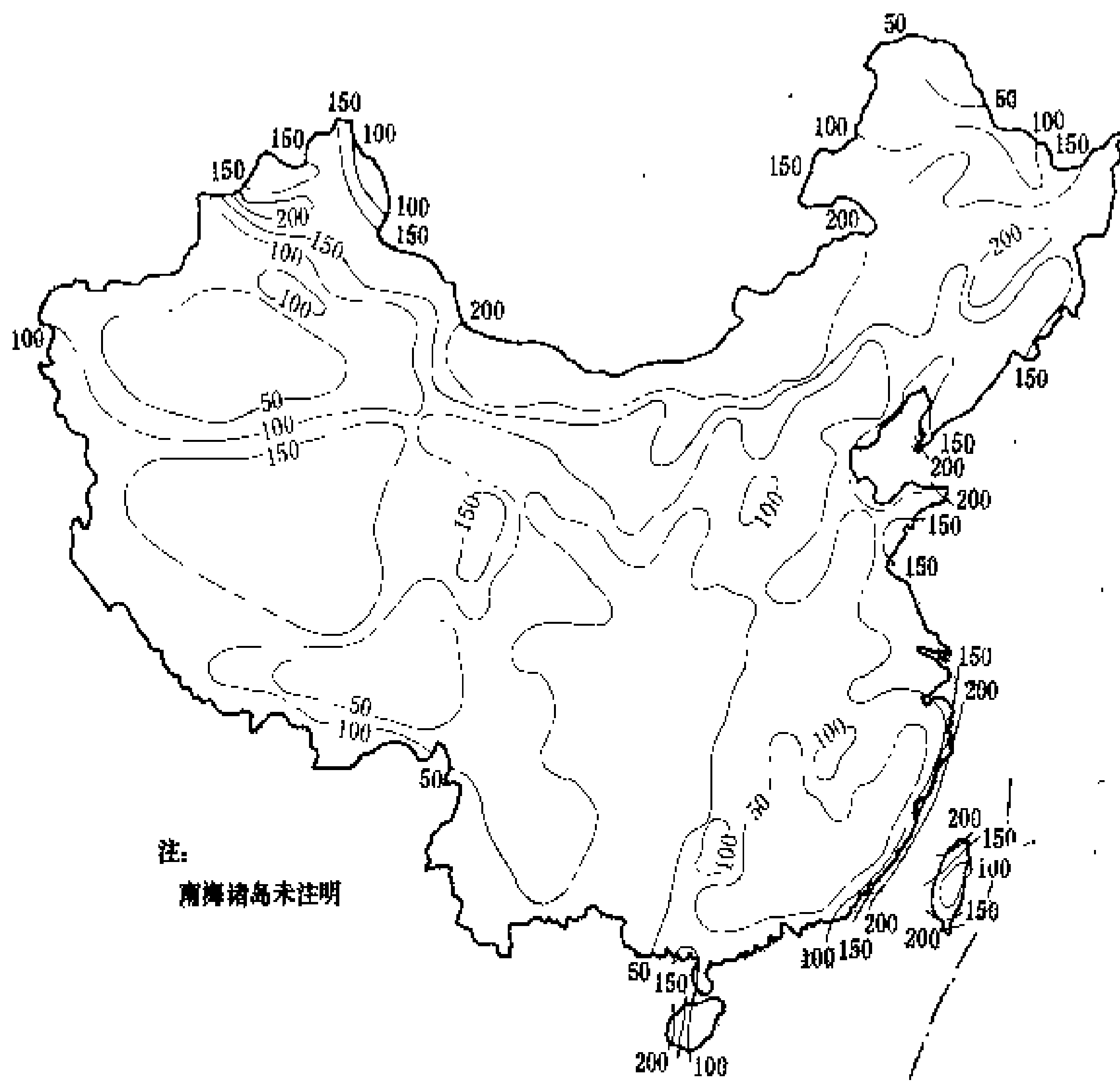


图 4 中国有效风能密度分布

效风能密度大于或等于  $200\text{W/m}^2$  的等值线平行于海岸线，沿海岛屿有效风能密度在  $300\text{W/m}^2$  以上，全年中风速大于或等于  $3\text{m/s}$  的时数约为  $7000 \sim 8000\text{h}$ ，大于或等于  $6\text{m/s}$  的时数为  $4000\text{h}$ 。

内蒙古、甘肃北部是中国次大风能资源区，有效风能密度为  $200 \sim 300\text{W/m}^2$ ，全年中风速大于或等于  $3\text{m/s}$  的时数为  $5000\text{h}$  以上，全年中风速大于或等于  $6\text{m/s}$  的时数为  $2000\text{h}$  以上。

黑龙江和吉林东部及辽东半岛的风能也较大，有效风能密度在  $200\text{W/m}^2$  以上，全年中风速大于和等于  $3\text{m/s}$  的时数为  $5000 \sim 7000\text{h}$ ，全年中风速大于和等于  $6\text{m/s}$  的时数为  $3000\text{h}$ 。

青藏高原北部及华北、西北、东北北部和沿海为风能较大区，有效风能密度在  $150 \sim 200\text{W/m}^2$  之间，全年风速大于和等于  $3\text{m/s}$  的时数为  $4000 \sim 5000\text{h}$ ，全年风速大于和等于  $6\text{m/s}$  的时数为  $3000\text{h}$ ，其中青藏高原全年风速大于和等于  $3\text{m/s}$  的时数可达  $6500\text{h}$ ，但青藏高原海拔高，空气密度小，所以有效风能密度也较低。

云南、贵州、四川、甘肃、陕西南部、河南、湖南西部、福建、广东、广西的山区及新疆塔里木盆地和西藏的雅鲁藏布江，为风能资源贫乏地区，有效风能密度在  $50\text{W/m}^2$  以下，全年中风速大于和等于  $3\text{m/s}$  的时数在  $2000\text{h}$  以下，全年中风速大于和等于  $6\text{m/s}$  的时

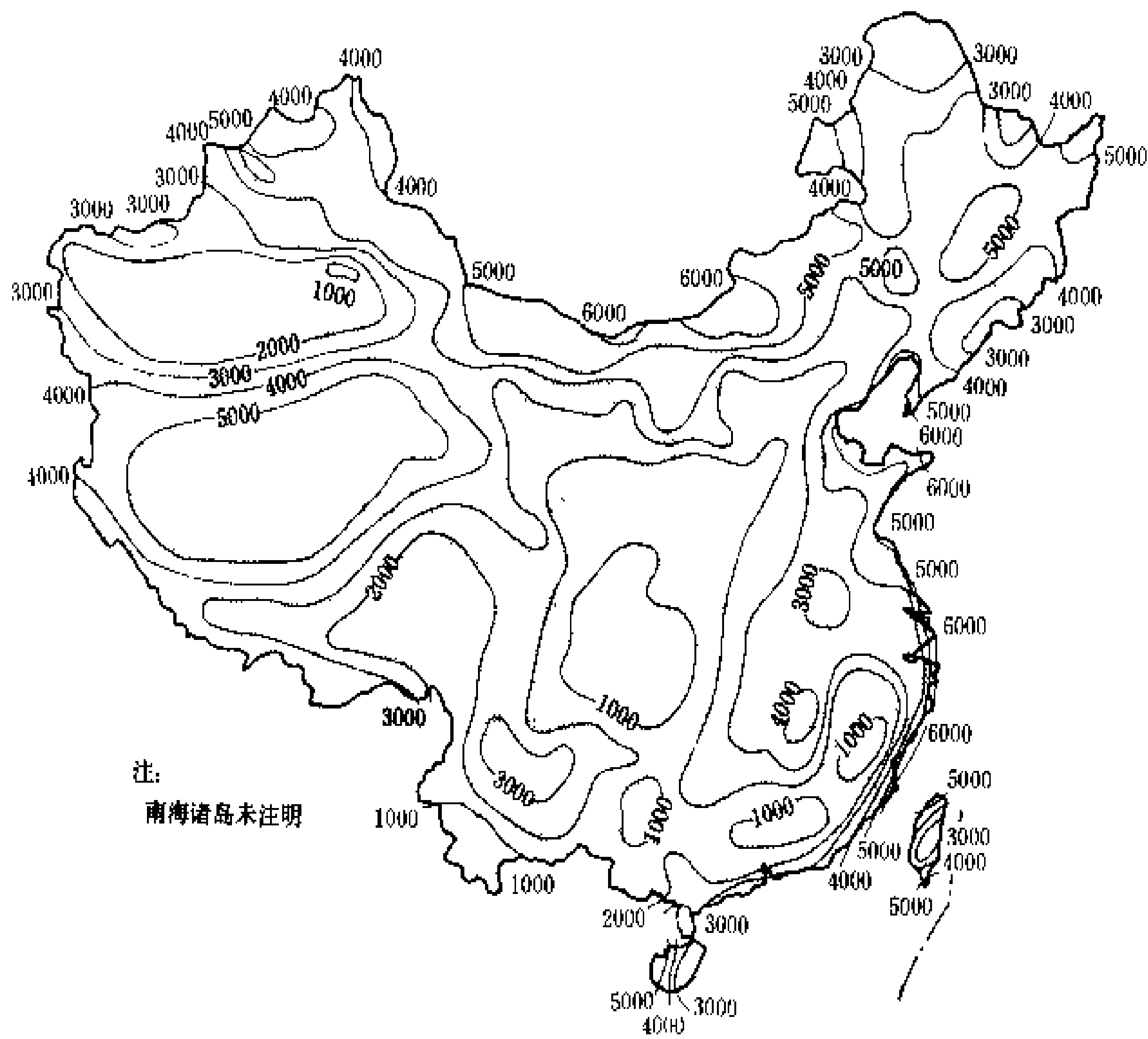


图5 中国每年3~20m/s风速累计时数分布

数在150h以下,风能潜力很低,无利用价值。

图4给出中国有效风能密度分布,图5给出3~20m/s风速累计时数分布。

(王承煦)

fushe anquan fenxi

### 辐射安全分析 (radiation safety analysis)

包括核设施安全分析和运行辐射防护最优化纲要系统评审,是组建和研究核设施系统的一个基本步骤。核设施安全分析指利用确定论方法或概率论方法定性或定量地分析、估算和评价核设施的安全特性及其可能造成的辐射危害后果。运行辐射防护最优化纲要系统评审指利用正分析树技术(有时亦称成功树技术)定性分析和评估运行辐射防护最优化纲要(以下简称辐射防护纲要)的充分性和有效性。辐射安全分析的主要目的是为核设施主管部门、营运单位和安全管理机构,在实施核安全防护管理、评价核设施的安全防护现状,以及为改善和提高核设施的安全防护水平提供可靠的科学依据。80年代以前,习惯上称为“辐射风险分析”,后来为了强调分析的安全目的,在正式文件中统称为“安全分析”。

**核设施安全分析** 主要是定性或定量地对核设施的安全性及可能造成的辐射后果进行估算和评价,为提高其安全防护水平提供科学依据。

**分析方法** 核设施安全分析方法有两种:确定论

安全分析方法和概率论安全分析方法。

(1)确定论安全分析:基于设计基准事故的安全分析,主要用于核反应堆系统的设计和审查,特别是安全有关系统对假想事故的响应和完善程度,以及纵深防御原则和使辐射照射保持“合理可行尽量低”原则(简称ALARA原则)的贯彻情况。确定论安全分析是核电厂设计和审查的辅助工具,也是用于核电厂建造和运行执照申请目的的安全分析报告书的重要内容。(见纵深防御原则、设计基准事故和安全有关系统设计准则)

(2)概率安全分析:核电厂的运行经验表明,除

设计基准事故外,许多其他小的事件,特别是小破口失水事件、瞬态事件和人为错误等同样会触发一系列事件,最终可能导致堆芯融化事故,并伴有大量放射性物质释入环境,人们称这类事故为超设计基准事故。基于这些随机性的、导致超设计基准事故的安全分析称为概率安全分析,通用的方法有树型分析技术(事件树/故障树)、蒙特卡罗方法和马尔可夫链分析方法等。除用于设计、审查和执照申请目的外,概率安全分析方法还广泛用于与安全有关的管理和工程决策、技术文件的开发以及人员培训等各项工作中。

**分析内容** 核设施安全分析的内容、范围和深度取决于分析结果的最终用途。用于核电厂设计、建造和运行执照申请目的的安全分析报告,主要包括四项基本内容:核反应堆系统分析、安全壳工作特性分析、辐射危害后果分析,以及灵敏度和不确定度分析。最后还应给出结果的解释和评论性意见。

(1)核反应堆系统分析:对核电厂各系统的设计和运行工况的分析,重点是分析和估算可能导致堆芯融化事故的基本初因事件(包括内因和外因事件)、事件序列、事故类型及其发生概率。这个阶段的分析工作提供如下资料:核电厂安全特性评价、设计和运行程序充分性和有效性评价,以及为防止堆芯融化事故和降低其发生概率应采取的措施等。

(2)安全壳工作特性分析:分析工作的第二步,重点是分析和估算在事故情况下,安全壳的物理响应过

程、可能的失效模式、时间和发生概率。要给出在各种可能失效模式下，可能释放到环境中的放射性核素的种类、数量、理化形态和释放概率的详细资料。

(3) 辐射危害后果分析：分析工作的第三步，重点是正常运行工况下工作人员和广大公众所受辐射剂量的估算，以及事故工况下不同人群的辐射剂量和经济损失后果的分析和估算。要给出后果类型、发生概率和相关危险度的详细资料。（见环境影响评价）

(4) 灵敏度和不确定度分析：这不是一个独立的部分，而是贯穿于上述三项分析工作中，其主要目的是鉴别出对事故和/或危险度贡献较大的因素，以及确定出分析结果的可信程度。这项工作十分重要，因为在分析过程中，特别是模式化过程中不可避免地做了大量假设和简化，同时所用数据的不完整性和/或不确定度、已有知识的局限性等都限制了结果的可信程度和应用范围。

**运行辐射防护最优化纲要系统评审** 是对核设施辐射防护管理系统的评价工作，通用方法是正分析树技术。

**正分析树技术** 正分析树是一种特殊的倒立树状逻辑因果关系图，它用事件符号、逻辑门符号和转移符号描述辐射防护纲要中各种要素之间的因果关系，其顶事件是纲要所要达到的目的。在纲要评审工作中采用正分析树技术的目的，是找出适用于特定核设施的、满足辐射防护规程要求的运行辐射防护纲要所应包含的全部充分而必要的内容。规范化正分析树是待审纲要最佳方案的图示，是评价待审纲要充分性和有效性的基础，也是辐射防护纲要最优化的一个组成部分。

**评审的基本内容** 评审工作的内容、范围和深度取决于评审的目的和要求。用于核设施运行前和定期审查目的的评审工作，审查内容包括：潜在危害的种类、发生概率和可能的严重程度；辐射剂量管理目标值；辐射防护技术、工程和管理措施；辐射剂量监督措施；事故应急措施和放射医学监督措施等。

**发展过程及展望** 辐射安全分析技术是伴随核能的开发利用，特别是核电厂的开发利用而发展起来的，是风险分析学科的一个分支。早期的辐射安全分析主要采用确定论分析方法。20世纪60年代初期，概率安全分析技术开始引入核领域，但仅限于小规模的特定制度的研究工作。随着经验和可靠性数据的累积，以及概率分析技术的进展，70年代初期开始用于核反应堆的总体安全的研究工作，其代表作是美国N. 拉斯马森(Norman Rasmussen)博士领导的题为《反应堆安全研究：美国民用核电站事故风险评价》的研究报告。该报告于1975年由美国核管理委员会(United States Nuclear Regulatory Commission)发表，即

WASH-1400报告。该报告发表后曾在学术界引起广泛争论，为此，美国核管理委员会组织了以刘易思(Lewis)为首的专题评审小组，系统地研究WASH-1400报告及其评论性意见。直到1979年三里岛核电厂事故发生后才得出定论。虽然WASH-1400报告在方法学 and 数据处理方面仍存在问题，结果也偏于保守，但拉斯马森所采用的概率风险分析技术的科学性及其对核安全的重要性得到了充分肯定和广泛承认。此后，概率风险(安全)分析技术在世界范围内迅速得到推广和发展。为表彰拉斯马森的开创性工作，1985年授予他费米奖。近十年来美国和联邦德国等国在该领域内做了大量的研究工作，取得了可喜成果，如美国1982年的NUREG-0733报告，1986年的NUREG-0956报告，1987年的NUREG-1150报告等。

正分析树技术用于管理系统的评审工作已趋成熟，但引入辐射安全管理系统的评审工作则始于80年代后期。1987年国际原子能机构(International Atomic Energy Agency)运行辐射防护部发表了顾问委员会的报告书《运行辐射防护纲要系统评审方法》，正式推荐了正分析树技术用于辐射安全管理系统的评审工作。

辐射安全分析技术，特别是概率安全分析技术目前仍处于进一步发展和完善的阶段，是一个十分活跃的学术领域。目前急需解决的问题有：方法的规范化，确定论和概率论安全评价准则的统一；可靠性数据库的充实和完善；某些特定问题，例如外因和共因事件处理方法的开发和完善等。辐射安全分析技术在核安全中的作用和在安全管理中的应用范围正在不断提高和扩大，特别是事故机理和预防措施的研究、资源的分配、管理活动的分类安排等。

#### 参考书目

McCormick NJ. Reliability and Risk Analysis - Method and Nuclear Power Applications. Academic Press, Inc. 1981

(朱志贤)

fushe fanghu

**辐射防护** (radiation protection) 研究预防电离辐射对人产生有害作用的应用性学科。在美国、日本和法国等国又称做保健物理，在独联体各国，以及波兰和匈牙利等国则多称为放射卫生。辐射防护涉及防止电离辐射对人产生有害作用的所有问题，但不包括辐射安全的一切问题，如核反应堆工程安全就属于核安全，辐射效应的研究则属于放射医学。

辐射防护作为应用性学科，其基础学科有：辐射剂量学、放射生物学、放射生态学、辐射屏蔽学和辐射探

测等;也涉及到核工程、气象学、地质水文学、统计学、工业安全、法律、教育和实用心理学等。

辐射防护的内容包括:①辐射防护基本原则和辐射防护标准;②辐射防护方法;③辐射监测;④辐射防护评价;⑤辐射事故应急。

辐射防护基本原则和辐射防护标准 辐射防护基本原则是:①实践的正当性,即对任何辐射实践,事前必须充分论证,由主管当局做出判断,认定其利大于弊;②辐射防护的最优化,也就是在实施辐射实践过程中,选择最优方案,将一切辐射照射保持在合理可行尽量低的水平上;③限制个人剂量当量,也即用剂量当量限值对个人所受照射加以限制。辐射防护标准规定了剂量限值,通常分为基本限值、推定限值、管理限值和参考水平四级。剂量基本限值是接受剂量水平的下限,是固定值,不能作为防护设计和安排工作的依据。

在实施辐射实践过程中,必须根据辐射防护的三项基本原则和辐射防护标准,从全局出发,综合性地处理有关技术管理问题。因此,辐射防护的主要任务是,在考虑到经济和社会因素之后,应该按保证照射水平是合理可行尽量低的原则进行实践的设计、计划以及其后辐射防护设备的使用与操作。其中包括根据辐射防护最优化原则和基本限值确定管理限值和参考水平等标准。

在国际上,研究和推荐辐射防护标准的机构主要是国际放射防护委员会(International Commission on Radiological Protection, ICRP)和国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA)等;推荐的主要标准出版物是,国际放射防护委员会第26号出版物《国际放射防护委员会建议书》(1977)和国际原子能机构安全丛书第9号《辐射防护基本安全标准》(1982年版),后一出版物是由国际原子能机构、国际劳工组织(International Labour Organization, ILO)、经济合作和发展组织(Organization for Economic Co-operation and Development, OECD)的核能机构和世界卫生组织(World Health Organization, WHO)联合赞助的。根据最近十多年的研究成果,国际放射防护委员会在1990年发布了新的建议书,国际放射防护委员会第60号出版物代替国际放射防护委员会第26号出版物。中国在1988年发布了新的国家标准GB8703—88《辐射防护规定》,在编制这一标准时,广泛地调查和研究了国外的各种辐射防护规程,尽量采用国际上的先进标准,尽可能总结和反映中国辐射防护工作行之有效的经验,保留了以前规定中合理的条款。

辐射防护方法 为达到防护标准所必须采取的措施,包括技术防护方法和管理防护方法。

技术防护方法可分为外照射防护和内照射防护。外照射防护的基本方法是:缩短受照时间,增大与辐射源的距离;在人与辐射源之间增加屏蔽。内照射防护的基本方法是:对放射性物质的“包容”和“稀释”(见辐射防护技术)。

各种防护器械和设备实际上都是上述基本方法的具体化。管理防护方法是防护方法的重要组成部分,但也是容易被忽视的方面。其中包括规章制度、人员培训、机构设置和经费管理等。

辐射监测 为评价和控制辐射或放射性物质的照射所作的测量和对测量结果的解释,可分场所监测、环境监测和流出物监测。场所监测又可分为个人剂量监测和工作场所辐射监测。辐射环境监测是对工作场所以外的环境辐射水平进行监测。环境监测可分为运行前的调查及运行和退役期间的监测,在环境监测中要特别注意识别和监测关键核素、关键途径和关键居民组。流出物监测的对象是场所和环境的连接处(见核电厂流出物监测),其主要任务是:①检验排入环境的放射性物质是否符合管理限值的要求;②检验放射性废物处理设施的效能,及时发现可能导致隐患的事故;③提供环境评价的源项(见核电厂源项)。

为了做好辐射监测工作,对一切伴有辐射的实践和设施,都应按辐射防护最优化原则制定出相应的辐射监测计划。监测计划应包括:①监测对象的描述;②主要危害因素、途径和可能被危害人群的识别及分析;③监测对象和周期的选择;④监测方法和仪器的选择,其中包括监测灵敏度和不确定度的分析;⑤监测质量保证;⑥记录和报告制度等。

辐射防护评价 根据辐射防护原则和标准,对防护的质量与效能所作的评价。具体做法是,根据源项和辐射监测的结果,选择恰当的模式和参数,计算工作人员和公众所受个人剂量和集体剂量;根据辐射防护最优化的原则,综合分析防护方法和剂量数据,提出进一步改进辐射防护的方法及防护资源最佳分配方案,使工作人员和公众所受剂量达到合理可行尽量低水平。

辐射防护评价可分为工作人员辐射防护评价和公众辐射防护评价。公众辐射防护评价是核设施环境影响报告书的主要组成部分。在进行公众辐射防护评价时,应特别注意模式和参数的选择,并用实际的监测数据验证模式和参数的可用性。

辐射事故应急 由于核设施存在较大的潜在危险,所以近年来辐射事故应急已发展为辐射防护的一个重要方面。对任何核设施,在运行前,均应制订事故应急响应计划。事故应急响应计划主要应包括:①应急状态分类;②应急组织;③应急设施;④事故后果评价;⑤应急措施;事故应急响应计划是辐射防护纲要的组



成部分,在制订辐射防护纲要和辐射监测计划时,应兼顾到事故应急响应计划的要求,使事故应急响应与正常的辐射防护工作有机地结合在一起。

#### 参考书目

李德平、潘自强主编,辐射防护手册第三分册,辐射安全,北京:原子能出版社,1990

(潘自强)

fushe fanghu biao/hun

### 辐射防护标准 (radiation protection standard)

为了保障辐射工作人员和公众的健康和安全,根据剂量限制体系及其原则所制订的基本标准。用它来对正常照射加以控制,防止发生非随机效应,将随机性效应的发生率降低到可以接受的水平。在过去,通常讲的辐射防护标准实质上指的是剂量限值以及由它引出的各种导出水平。自从1977年国际放射防护委员会(International Commission on Radiological Protection, ICRP)发布了第26号出版物后,辐射防护标准所涉及的内容扩大为整个剂量限制体系:实践的正当性、辐射防护最优化和个人剂量的限值(见辐射防护基本原则)。剂量限值的基本限值包括辐射工作人员的剂量限值,公众中个人的剂量限值和教学培训中接受照射的学生和学徒工的剂量限值。内照射的次级限值用年摄入量限值(ALI)表示。此外还有导出限值[气载放射性浓度的导出限值用导出空气浓度(DAC)表示],管理限值(为了管理的目的,主管部门或企业负责人根据最优化原则,对辐射防护有关的任何量制定的管理限值,它们严于基本限值或导出限值),参考水平(为有效地实施防护,辐射防护部门事先规定的确定行动的水平,它包括记录水平、调查水平和干预水平)等。

**基本限值的沿革** 中国的原子能事业起步于20世纪50年代。为了适应原子能事业的发展,1960年颁布了第一个辐射防护标准《放射性工作卫生防护暂行规定》。在此标准中,规定放射性工作人员的每日最大容许剂量(伦琴或物理伦琴当量): $\gamma$ 射线、X射线、 $\beta$ 粒子和电子为0.05; $\alpha$ 粒子和质子为0.005,多电荷离子和反冲核为0.0025;热中子为0.01;快中子为0.005。由于工作需要或其他必要的原因,在周剂量不超过0.3生物伦琴当量的原则下,日剂量方可超过0.05生物伦琴当量。与放射性工作场所相邻的地区内不参加放射性工作的其他工作人员,电离辐射的外照射最大容许剂量不得超过上述规定标准的1/10。在住宅和居民区,电离辐射的外照射最大容许剂量不得超过天然本底。1974年颁布了新的标准GBJ8—74《放射防护规定》。在该规定中,将受照部位按器官分成四类。职业性放射性工作人员的第一类器官(性腺、全身、红

骨髓、眼晶体)年最大容许剂量当量为5rem,第二、三、四类器官的年最大容许剂量当量分别为30、75、15rem。放射性工作场所相邻及附近地区工作人员和居民的四类器官年限值剂量当量皆为职业性放射性工作人员的1/10。广大居民第一类器官的限制剂量当量为职业性放射性工作人员年最大容许剂量当量的1%,其他类器官为1/30。为了采纳ICRP第26号出版物中的关于辐射防护的新概念与原则,于1984年和1988年分别颁布了《放射卫生防护基本标准》和《辐射防护规定》,它们规定的辐射工作人员的年剂量当量是指一年工作期间所受外照射的有效剂量当量与这一年内摄入放射性核素所产生的待积有效剂量当量两者的总和,但不包括天然本底照射和医疗照射。对辐射工作人员,为了防止有害的非随机效应,眼晶体的年剂量当量限值为150mSv(15rem),其他单个器官或组织为500mSv(50rem)。为了限制随机性效应,规定辐射工作人员受到全身均匀照射时的年剂量当量限值为50mSv(5rem)。当长期持续受到电离辐射的照射时,公众成员的有效年剂量当量不得超过1mSv(0.1rem)。如果按终生剂量平均的年有效剂量当量不超过1mSv(0.1rem)考虑,则在某些年份里允许以每年5mSv(0.5rem)作为剂量限值。公众成员的皮肤和眼晶体的年剂量限值为50mSv(5rem)。

**与辐射防护标准有关的国内外组织** 中国于1985年7月成立了全国核能标准化技术委员会辐射防护分技术委员会,负责辐射防护方面标准的编制计划建议,标准审查工作,并归口于国际标准化组织核能委员会辐射防护分委员会(ISO/TC85/SC2)的技术业务工作。

在国际上,国际放射防护委员会(ICRP),国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA)和ISO/TC85/SC2等发表有关辐射防护方面的标准、导则、建议书和技术报告等文件。ICRP在1934年颁布了第一个国际性的辐射防护标准。它从1959年开始发表第一号出版物以来,至1988年已发表了54个建议书和出版物。IAEA以安全丛书、技术文件等形式发表标准、导则、建议书、程序和数据等。国际标准化组织(International Organization for Standardization, ISO)成立于1947年,是非政府性国际组织,为联合国甲级咨询机构。中国1978年9月1日加入ISO。上述这些机构的标准或建议书已为世界各国所公认,成为各国制定本国辐射防护标准的基础。这些机构推荐的主要标准出版物是:国际放射防护委员会第26号出版物《国际放射防护委员会建议书》(1977)和国际原子能机构安全丛书第9号《辐射防护基本安全标准》(1982年版),后一出版物是由国际原子能机

构、国际劳工组织 (ILO)、经济合作与发展组织 (OECD) 的核能机构和世界卫生组织 (WHO) 联合支持的。根据最近十多年的研究成果,国际放射防护委员会于 1990 年发布了新的建议书,国际放射防护委员会第 60 号出版物,用于代替国际放射防护委员会第 26 号出版物。

(汪佳明)

fushe fanghu jiben yuanzhe

**辐射防护基本原则** (basic principles of radiation protection) 为了保护工作人员和公众免受或少受辐射的危害而必须遵循的基本原则。辐射防护的目的在于既要对人及其环境提供恰当的防护,又要能促进核能和核科学技术的应用和发展。为了达到这个目的,必须首先确定辐射防护的基本原则,然后通过立法,将这些原则转化为法律或规定,从而去指导人们的实践活动。

辐射防护的基本原则由三个基本要素组成。①实践的正当性:在施行伴有辐射照射的任何实践之前,都必须经过正当性判断,确认这种实践具有正当的理由,即能够获得超过代价的正的纯利益;②辐射防护的最优化:应避免一切不必要的照射,在考虑到经济和社会因素的条件下,所有辐射照射都应保持在合理可能达到尽量低的水平;③个人剂量限制:用剂量限值对个人所受的照射加以限制。

在上述辐射防护三原则中,个人剂量限值规定了不可接受的剂量的下限,当实践的正当性判断和辐射防护最优化的结果与个人剂量限制原则相抵触时,应服从个人剂量限制原则。

上述辐射防护的基本原则是针对受控制源的辐射照射情况而言的,原则地说,它不适用于针对非受控制源的辐射防护(包括核事故的情况),因为在这些情况下,不能通过对辐射源施加控制的方法来限制或减少人们所遭受的辐射剂量。在事故情况下,只能遵循应急干预的基本原则来控制或减少人们所接受的辐射照射。

国际放射防护委员会 (International Commission on Radiological Protection, ICRP) 在其于 1977 年发表的第 26 号出版物中推荐了一整套剂量限制体系,国际原子能机构 (International Atomic Energy Agency, IAEA) 采纳了这一体系,并反映在它与国际劳工组织 (International Labour Organization, ILO)、经济合作与发展组织核能机构 (Nuclear Energy Agency/Organization for Economic Cooperation and Development, NEA/OECD) 和世界卫生组织 (World Health Organization, WHO) 联合制定的辐射防护基本安全标准中。

中国的辐射防护规定中也采用了这个剂量限制体系。

实践的正当性 要求引入的任何实践都应有

利益  $\geq$  代价 + 危险

利益指的是对整个社会的利益,它包括经济效益和社会效益、辐射危害的减少等。代价指的是所有消极方面的总和,包括经济代价、健康危害、不利的环境影响、心理影响和社会问题等等。危险是承受的将来可能遭到损害的风险,是一种潜在的代价。

尽管实践的正当性判断主要是由主管部门做出的决策,但是从事该实践的管理人员和辐射防护人员应当为决策提供必要的资料,使得决策人员能够做出正确和恰当的决策。

个人剂量限制 为了避免发生辐射的非随机效应,并把随机效应的发生率降至可接受的水平,必须对个人剂量加以限制。剂量限值使用的基本量是有效剂量当量。剂量限值不能直接用于设计和工作安排的目的,剂量限值中也不包括医疗照射和天然本底照射的贡献。

中国的“辐射防护规定”将个人剂量限值分为基本限值、次级限值、导出限值、管理限值以及参考水平。

基本限值用有效剂量当量表示,所以有时也称为剂量限值,为了使用方便,依据基本限值规定次级限值和导出限值。内照射的次级限值用年摄入量限值 (ALI) 表示。辐射工作人员的年摄入量限值列于中国国家标准 GB8703—88《辐射防护规定》的附录 E 中。对于公众成员,一般取辐射工作人员年摄入量限值的 1/50。如果在一年中既接受外照射,又接受内照射,还应满足下式:

$$\frac{(H_E)_\text{外}}{50\text{mSv}} + \sum_i \frac{I_i}{(\text{ALI})_i} \leq 1$$

式中  $(H_E)_\text{外}$  是外照射产生的有效剂量当量 (mSv),  $I_i$  是在这一年中放射性核素  $i$  的摄入量 ( $\text{Bq}\cdot\text{a}^{-1}$ ),  $(\text{ALI})_i$  是对放射性核素  $i$  的年摄入量限值 ( $\text{Bq}\cdot\text{a}^{-1}$ )。为了评价工作场所的空气污染状况,建立了导出限值导出空气浓度 (DAC), 数值列于中国国家标准 GB8703—88《辐射防护规定》的附录 E 中。

辐射防护最优化 辐射防护的一个重要原则,必须将其贯彻到伴有辐射照射的实践的全过程中去。通过选择最佳的防护水平和最优的防护方案来达到以最小的代价获得最大利益的目标。

辐射防护决策的一般步骤如图 1 所示。首先要明确所面临的防护问题,确定防护的目标。然后进行危险分析,找出危险的来源,评估各个危险来源的大小,明确防护的重点,为以后选择和确定防护方案提供依据。通过危险分析还可以确定与辐射防护有关的因素,排除与辐射防护无关的因素。针对所找出的危险来源,分

析可能对各个来源实施防护的手段,从而列出所有可供选择的防护方案。在此阶段,除了明显不现实的方案之外,先不要急于排除任何方案。然后通过对各个方案的比较选出最优方案,确定最佳的防护水平。对于决策所依据的资料和假设的质量,必须认真地加以评价,分析这些资料和假设的不确定性和可变性对决策结果的影响,进行灵敏度分析。通过这一分析,了解哪些因素对决策结果的影响最大和当这些因素发生怎样的变化时应当改变决策,从而明确工作的重点。至此,已经可以得到辐射防护最优化决策了。然而,有些非辐射防护的考虑,例如经济的、政治的或社会的因素,也会影响决策的结果。因而,必须全面考虑所有这些因素之后才能做出更切合实际的最终决策。最后,将这个决策付诸实施,在实施的过程中收集反馈信息。这也是非常重要的,因为它不仅能对决策的各个环节进行检验,而且能够发现更为有效的防护途径。

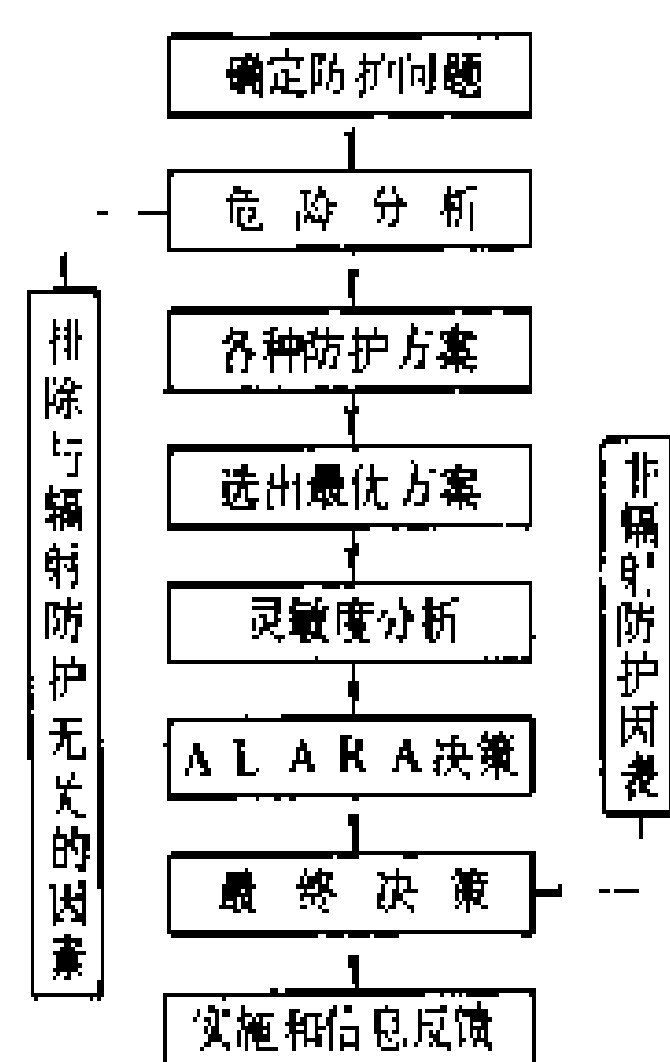


图1 辐射防护最优化的决策步骤

在各个防护方案之间进行比较并选出最优方案的方法有定性的和定量的两大类。定性的方法依靠经验的判断,也可能辅以半定量的分析。在ICRP第37号出版物中称这种方法为多标准方法(Multicriteria methods)。它是针对各个判断标准,对各种可供选择的防护方案进行两两两两比较。因为在比较的过程中要考虑多个判断标准,所以常常为各个标准规定相对权重。通过比较,舍弃较劣的方案,保留较优的方案,直到选出最优方案。一般地说,定性的方法可以预选出一些(而不是一个)较优的方案,不能完全排出优劣的顺序。在辐射防护工作所遇到的问题中,并不是各种判断标准都能定量的加以表示的,特别是在运行辐射防护问题中,定量化的程度通常较低。例如,在高辐射场中完成设备检修任务,那么事先需要就以下问题做出决策:为了减少检修人员所接受的辐射照射量,应当派遣具有什么知识和技能的人去完成这项任务?派遣几个人?他们应当携带什么工具?穿用什么防护衣具?配备什么仪器仪表?等等。而这些问题中的很多问题是难以定量的,这时就只能采用定性的方法。

定量的方法不是两两地进行比较,而是把每一个方案所依据的各种判断标准定量地合并为单一的值,然后把各个方案所相应的值依优劣顺序排列,从而选出最优方案。在ICRP第37号出版物中称这种方法为总计法(Aggregative methods)。代价—利益分析和代

价—效能分析方法是得到广泛应用的定量方法。

代价—利益分析方法是选择能获得最大净利益的防护水平来实现最优化的。如果引入某种伴有辐射照射的实践对社会的净利益为

$$B = V - (P + X + Y)$$

式中 $V$ 为毛利益; $P$ 是除辐射防护代价之外所有的生产代价; $X$ 是达到所选择的防护水平需花费的防护代价; $Y$ 是这一防护水平所相应的辐射危害代价。为了获得最大的净利益,必须

$$\left. \frac{dB}{dS} \right|_{S=S_0} = 0$$

式中 $S$ 为集体剂量当量; $S_0$ 为最佳防护水平相应的集体剂量当量。一般认为 $V$ 和 $P$ 基本上与 $S$ 无关,则有

$$\left. \frac{d}{dS} (X + Y) \right|_{S=S_0} = 0$$

这样,可以选出最佳的防护水平 $S_0$ 。图2是代价—利益分析方法的示意图,它给出了 $X$ 、 $Y$ 与 $S$ 的关系和 $S_0$ 的选择方法。

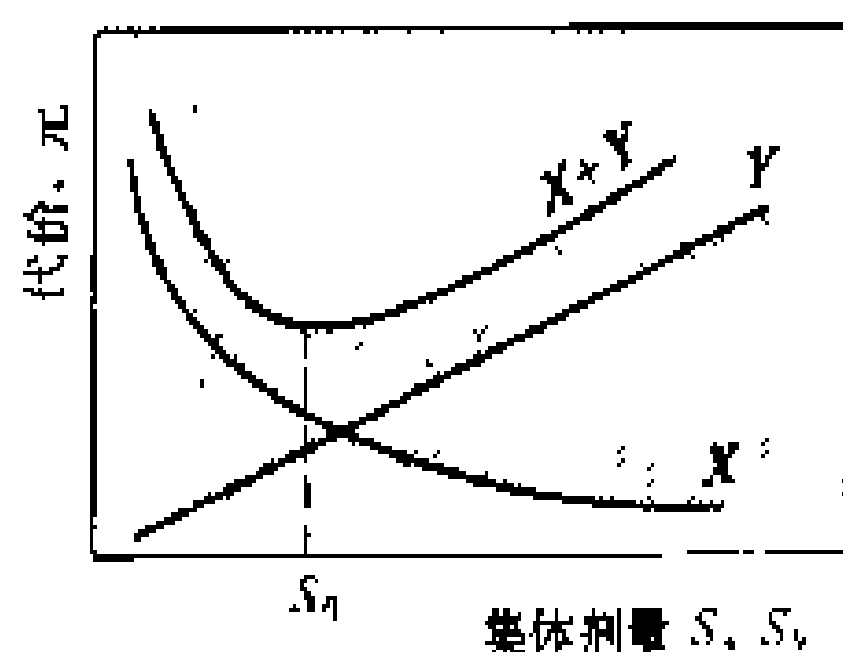


图2 代价—利益分析方法示意图

显然,为了完成上述计算,必须用相同的尺度来量度 $X$ 和 $Y$ ,现在用得比较多的是用货币代价来量度它们。用货币代价来量度 $X$ 似乎是很直接的,而量度 $Y$ 却首先要确定单位集体剂量当量的辐射照射所相应的货币代价 $\alpha$ 的值。 $\alpha$ 值通常由国家主管部门根据国情确定。

确定了 $\alpha$ 值以后, $Y$ 可以表示为

$$Y = \alpha S$$

在上式的计算中,没有考虑个人剂量分布和一些主观因素对辐射危害代价的影响。

代价—效能分析方法是通过对各个防护方案减少单位集体剂量当量的防护代价来确定各防护方案优劣的。例如,对于某伴有辐射照射的实践,如果采取第 $i$ 种防护方案后的集体剂量当量为 $S_i$ ,那么实施 $i$ 方案减少单位集体剂量当量的防护代价为

$$\alpha_i = \frac{X_i - X_{i-1}}{S_{i-1} - S_i}$$

$\alpha_i$ 越小的防护方案防护效能越高,从而可以在各种防护方案中选出最优方案。

使用代价—效能分析方法不需要建立防护代价和辐射危害的共同量度尺度,也不需要预先确定 $\alpha$ 值。这样,使用起来比较简单易行。

(王恒德)

## 辐射防护技术 (radiation protection technique)

为了避免或降低人们遭受电离辐射损害而采取的一些技术措施,是辐射防护的一个重要组成部分。辐射防护技术可分为降低核电厂工作人员职业照射的防护技术和降低核电厂周围居民受照的防护技术。

**降低核电厂工作人员职业照射的防护技术** 主要有:①尽可能降低一次冷却剂的放射性活度;②厂房设计和设备布置应满足辐射防护要求;③选用可靠性高的设备和自动化、远距离操作技术;④进行辐射监测,及时发出异常报警。

**降低一次冷却剂的放射性活度** 可通过如下途径达到:①降低一次冷却剂中的放射性腐蚀产物,特别是 $^{58}\text{Co}$ 和 $^{60}\text{Co}$ 的含量。 $^{58}\text{Co}$ 是通过 $^{58}\text{Ni}(n,p)$ 反应形成的,而蒸汽发生器的因科镍小管内含 $^{58}\text{Ni}$ 成分。 $^{60}\text{Co}$ 是通过 $^{59}\text{Co}(n,\gamma)$ 反应产生的,而 $^{60}\text{Co}$ 作为一种杂质存在于因科镍和不锈钢内(一般含量少于0.2%),另外它也是主泵、控制棒驱动机构和阀门耐磨损部件表面硬化材料镍铬钴合金的主要成分( $^{59}\text{Co}$ 含量可高达50%)。不锈钢与冷却剂接触面积较小,对 $^{60}\text{Co}$ 的生成贡献不大。所以重点是寻求代替目前通用的因科镍和镍铬钴合金的材料。②研制耐高温大流量的过滤器,把一次冷却剂中的腐蚀产物过滤下来。目前已研制出来的有电磁过滤器和石墨过滤器。前者由于压力损失小,易清洗和产生的固体废物少,更具有发展前途。③调节冷却剂中硼酸和氢氧化锂的浓度,把pH值控制在6.8~7.2左右,可以减少腐蚀产物的产生及其在设备表面上的沉积。④在停堆检修前,对整个冷却剂系统或部分设备进行清洗。

**厂房设计中采用的辐射防护技术** 通常为分区管理、辐射屏蔽和通风。分区是建立在屏蔽和通风的基础之上的,屏蔽可以把各个区的外照射水平控制在规定值之下,通风可以防止污染空气从污染区向清洁区扩散,把工作场所空气中放射性物质的浓度保持在适当的低水平,是防止工作人员内照射的主要手段之一。此外,通风还可以降低工作场所和设备表面的温度。在通风设计中通常采用的技术为①封闭:使含有污染源(如放射性气体和液体的泄漏)的房间保持一定的负压,防止污染物扩散出去。②净化:在空气污染的区域设置闭路循环的净化系统,除去房间空气中的放射性气溶胶或碘。③换气:用清洁空气更换工作场所的空气,保证工作场所空气中放射性物质的浓度低于规定的值。④控制空气流向:使空气从低污染区流入高污染区,最后经净化处理排出。

**设备布置上采用的辐射防护措施** 主要有:①放

射性设备按其辐射水平和操作、维修频率布置在不同的辐射控制区。非放射性设备则尽可能布置在非控制区或辐射水平较低的区域。②对于放射性设备,在不同系统的设备之间和在备用设备和在役设备之间都设有屏蔽,以便在某一设备运行时能对相邻设备进行检修。③放射性设备、阀门和管道周围都留有足够的检修用空间。这可以缩短维修时间,使维修人员与设备之间保持适当的距离,并在必要时增设临时屏蔽。④输送高放射性介质的管道通常都敷设在高辐射区,必须通过低辐射区的管道一般都按其辐射水平采取一些补救措施,如局部进行屏蔽等。⑤为了防止放射性物质在管道内的沉积,输送放射性介质的管道一般都尽可能地短,并通过管径的选择,保持着良好的流体力学条件,如管道弯曲半径大,没有死角,并有一定的坡度等。

**设备选型** 在设备选型上,通常是:①选用可靠性高寿命长的设备,以降低维修和更换的频率;②选用自动化程度高,能远距离进行操作、检查和维修的设备。

**降低核电厂周围居民受照的防护技术** 主要有:①选择适合于建造核电厂的厂址;②防止或尽量减少放射性物质的释放;③对计划排出的放射性气体、液体进行净化处理;④防止事故的发生以及在万一发生事故时采取必要的应急措施。

**合理选择厂址** 核电厂的厂址除满足一些社会上、经济上的需要和一些工程技术上的要求外,还应满足核安全和辐射防护等方面的要求。通常,在核电厂选址时都考虑了下述影响因素:①可能发生的影响核电厂安全的外部事件,包括自然事件(如洪水、地质构造缺陷、地震、龙卷风、台风、火山活动、暴雨、泥石流、冰雹、雷电等)和人为事件(如飞机坠落、化学品爆炸、火灾等)。如果采取了一定的安全措施后,仍不能抵御这些事件所带来的破坏,则核电厂不应建立在这个地区。②影响放射性物质迁移的环境特性,如大气弥散、地表水和地下水弥散特性等,应符合有关国家标准规定。一般在发生设计基准事故时,非居住区边界上任何个人(成人)在事故发生8h内接受的有效剂量当量应不大于0.25Sv(25rem),甲状腺剂量当量应不大于2.5Sv(250rem)。在整个事故持续时间内(可取30天),半径80km范围内的公众群体接受的集体有效剂量当量和集体甲状腺剂量当量都必须小于 $2 \times 10^4$ 人Sv( $2 \times 10^6$ 人rem)。如果由于该地区的放射性物质迁移特性,使得上述要求不能被满足时,则核电厂不应建在这个地区。③人口分布和资源条件必须加以考虑。核电厂通常建在人口密度低和远离大型厂矿和人口集中的地区。核电厂的厂址应与城市市区保持适当的直线距离。另外,在核电厂周围应设非居住区,非居住区半径(以反应堆为中心)不得小于0.5km。在非居住区

周围应设限制区,限制区半径(以反应堆为中心)不得小于 5km。非居住区处于核电厂管辖之下,通常在这里要限制与核电厂无关的活动,必须进行的活动也绝不应该影响核电厂的运行。铁路和公路可穿过非居住区,但在事故情况下,要对其进行管制。限制区为限制发展的地区,对人口增长和建设投资都必须加以限制。(见厂址选择)

**防止或减少放射性物质的释放** 在核电厂建造中采用了多重屏障来防止放射性物质的释放。第一道屏障是燃料芯体,用氧化铀制成的燃料芯体具有很强的保持裂变产物的能力,只有部分裂变气体和挥发性物质会从芯体中释放出来。第二道屏障是元件包壳,由锆合金制成的包壳可以把芯体和冷却剂隔开,并包容从芯体释放出来的裂变气体和挥发性物质,防止它们进入冷却剂。在正常运行下,元件包壳的破损率约为 0.01%~0.02%。第三道屏障是由压力容器、主泵、蒸汽发生器、稳压器、阀门和管道等一次冷却剂系统设备构成的承压边界,对于轻水堆在正常运行下,这个系统的泄漏率小于 1 L/min。最后一道屏障是把反应堆和一次冷却剂系统全包容在内的安全壳。安全壳可以承受一次冷却剂管道断裂时较高温度(140~180℃)和压力(0.3~0.5MPa)的冲击。在上述压力下,安全壳一天的泄漏量一般小于安全壳容积的 0.1%。

**净化处理** 对在正常运行下产生的废气、废液都进行净化处理,所以实际释放到环境中的放射性物质很少。对周围居民产生的照射只不过是自然本底照射的百分之几(见放射性废物处理)。

**专设安全设施及应急响应** 真正会对周围居民产生危害的是核电厂在严重事故下(由于失冷或反应性事故造成堆芯熔化)大量放射性物质的释放。为此,在核电厂设计中就考虑了多种专设安全设施。以压水堆为例,其中包括有安全注射系统,安全壳喷淋系统,安全壳氦复合系统,安全壳隔离系统等。

一旦安全壳泄漏,大量放射性物质进入环境,则应采取应急防护措施。(见核事故应急管理)

#### 参考书目

国际原子能机构,核动力厂辐射防护设计问题,安全丛书 No50-SG-D9,北京:原子能出版社,1991  
(IAEA Design Aspects of Radiation Protection for Nuclear Power Plants, Safety Series, No50-SG-D9, Vienna: IAEA, 1985)

(龚德荫)

fushefanghu pingjia

**辐射防护评价** (radiation protection assessment) 指以辐射防护标准为依据,评价辐射防护

的设施和方法是否符合辐射防护三原则的工作。辐射防护评价按所评价人员的对象可分为职业工作人员辐射防护评价和公众辐射防护评价(或称环境辐射防护评价);按实践工作阶段可分为选址、设计、运行和退役的辐射防护评价。

辐射防护评价是辐射防护学在当前需要研究的主要问题,也是辐射防护工作中必须解决的现实问题。不作出辐射防护评价,辐射防护管理就缺乏依据,辐射防护设施与方法的改进就没有明确的目标,辐射防护监测就失去了意义。中国国家标准(GB8703-88)《辐射防护规定》中对辐射防护评价提出了下述明确的要求:“伴有辐射照射实践和设施的单位,应按本规定进行辐射防护评价,并向上级辐射防护和环境保护部门上报评价报告”;“在设施的选址、设计、运行和退役阶段,均应有相应的辐射防护评价,运行阶段的评价应定期进行”。1989年12月26日通过的《中华人民共和国环境保护法》对环境评价提出了明确的要求,其中第十三条规定:“建设项目的环境影响报告书,必须对建设项目产生的污染和对环境的影响作出评价,规定防治措施,经项目主管部门预审并依照规定的程序报环境保护行政主管部门批准。环境影响报告书经批准后,计划部门方可批准建设项目设计任务书。”

**辐射防护评价内容** 辐射防护评价的内容包括辐射防护管理、技术措施和人员所受辐射照射三个方面。辐射防护管理评价,主要是评价辐射防护的机构设置、规章制度、人员素质、经费管理及统计报表等是否有效地实现了最优化纲要。辐射防护技术措施评价,主要是评价辐射安全技术、排放控制、废物管理及辐射监测等技术措施,是否按辐射防护最优化原则进行设计,运行中效能是否符合设计的要求。辐射照射评价是辐射防护评价的中心环节,包括个人剂量当量的评价和集体剂量当量的评价。评价个人剂量时,应包括所有有关的源或实践所造成的总的照射。评价集体剂量时,通常可以仅对给定的源或实践作出评价的结果。在每次辐射防护评价中,均应根据评价的结果,提出改进辐射防护工作的意见。对于环境辐射防护评价的内容主要包括:①评价范围和区域划分;②单位的基本状况,主要设施、工艺流程、三废产生量及治理措施;③单位地址与环境,含地形和地质,人口分布,土地、生态、水资源及利用,气象和水文;④与环境有关的主要设施,含放射性废物处理和处置系统,放射性物质的运输;⑤源项,含气态、液态流出物,固态放射性废物;⑥流出物监测和环境监测,含监测质量保证;⑦环境效应,含常规运行时的辐射效应和事故对环境的影响;⑧评价结论。

**辐射照射评价** 辐射防护评价的中心环节。为了进行辐射照射评价,需要明确评价的指标,建立评价的

方法。

**职业人员评价指标** 对职业照射工作人员，评价的指标是：①个人剂量，表示与个人危害相关的量，通常用年平均有效剂量当量表示，它与对个人危害的平均水平相关；②集体剂量，表示与实践影响相关的量，通常用年集体有效剂量当量表示；③年集体有效剂量当量分布比，其定义是年有效剂量当量超过年剂量限值某一分数（如 15mSv）的年集体有效剂量当量与总年集体有效剂量当量之比，它表示对个人危害较高部分所占比例。

**确定职业人员个人剂量的方法** 对外照射通常是直接利用外照射个人剂量计的监测结果。外照射个人剂量计的读数通常是表示人体表面吸收剂量的近似值，而不是有效个人剂量当量。为了精确地确定个人有效剂量当量，需要研究在各种不同辐射场下胶片、热释光等个人剂量计的读数与个人有效剂量当量的关系。从已有的一些研究结果看，在一般情况下可以把个人剂量计的读数作为有效剂量当量的近似值。对于内照射，监测方法通常是测定排泄物中放射性物质的浓度或用人体计数器直接测量体内放射性物质活度，然后估算年摄入量和剂量负担。对铀矿工作人员，现在已有一些国家采用氡个人剂量计，用于估算氡及其子体的剂量。与外照射相比，内照射剂量估算的不确定度要大得多。

**公众评价指标** 对于公众，评价的指标是：①关键居民组个人有效剂量当量，通常用年有效剂量当量表示。关键居民组是指在某一给定实践所涉及的各受照居民组中，预期将受到最大辐射照射的居民组。②集体剂量，通常用年集体有效剂量当量表示。集体剂量的计算范围（即评价范围）可分为三种：局部的，其计算范围一般在半径为 50~100km 范围内，对核电厂，一般规定为 80km 左右；区域的，计算范围一般定为半径 1000km；全球的。

**确定公众剂量的方法** 计算和确定公众剂量的方法通常是，测定和计算核实践排放到环境中的放射性物质流出物数量（即源项）；调查和分析评价范围内有关气象、水文、人口分布、居民食谱和使用因子等资料；选择适当的放射性物质在环境介质中迁移和剂量估算模式，以及放射性物质在环境介质中转移的参数和人体中代谢的参数；然后计算关键居民组所受的剂量和集体剂量。再结合核实践的环境监测数据，分析和评价计算的结果。

在辐射照射评价的基础上，应对辐射防护代价进行定量和定性的估算，全面评价辐射防护管理和技术措施，制定或修订辐射防护大纲。在辐射防护评价的过程中，应尽量采用各种定性和定量决策技术，如分析树

方法、代价效能、代价利益分析和多准则法等，研究和确定各种因素的相对权重，进行灵敏度分析，根据最优化的原则，评价所获得的材料，明确改进辐射防护的措施与目标，形成建议。

应该指出，在核实践中，危害因素常常不仅仅是辐射。在进行辐射防护评价时，要考虑到其他危害因素的存在及其可能的影响。为了减小对公众的照射，有必要设置废物处理和处置设施，而处置和处理设施的运行又可能增加职业照射集体剂量；显然，在考虑这一问题时，应同时研究两个因素。但这一问题的研究非常复杂，对不同性质的危害，现在还没有找到统一的评价指标，难于实现全面的定量评价。要用一个统一的指标衡量各种危害是相当困难的，但事物总是可以认识的。事实上，现在虽然还没有研究出统一衡量各种危害的指标，但危害指标的研究已取得了很大的进展。在进行辐射防护评价时，应经常考虑到它是全面危害评价的组成部分。

参考书目

李德平，潘自强主编，辐射防护手册第三分册，辐射安全，北京：原子能出版社，1990  
 潘自强等编著，中国核工业 30 年辐射环境质量评价，北京：原子能出版社，1990

（潘自强）

fushe huanjing jiance

辐射环境监测 (environmental radiation monitoring)

为了评价和控制核设施对周围环境和居民产生的辐射影响，对设施边界以外环境中的辐射水平和环境介质、生物中的放射性浓度所进行的监视性测量。

辐射环境监测的目的可概括为：①核设施正常运行时，对周围居民产生的现有照射和潜在照射进行评价，或者估定这种照射所可能达到的上限；②核设施发生事故时，要尽速通过测定，为评价事故后果和应急措施决策提供依据；③改善与公众的关系，使公众感到生活在该环境里是安全的。

辐射环境监测应按国家或地方主管部门颁布的有关辐射防护规定的各项要求组织进行，应做到在正常情况下：①检验环境介质是否符合环境标准及其运行限值；②评价控制放射性物质向环境释放用的设施是否运行正常；③估算设施正常运行时，在环境中产生的辐射和放射性物质对人所造成的现有照射和潜在照射的大小。验证环境评价模式；④探测由本设施的运行所引起的任何环境辐射的长期变化或趋势。

在事故情况下：①迅速估定事故释放对公众可能产生的照射大小和主要受照地域，以确定必要的应急

对策；②迅速确定食物（包括饮水）的可能污染程度，以决定是否可以继续食用；③估算采取对策之后居民可能受到的剂量大小。

**监测分类** 环境监测可以分为常规监测和事故监测两大类。

**常规监测** 指核设施正常运行所进行的定期重复的或连续的环境监测。常规监测按时间顺序又可以分为运行前监测、运行时监测和退役监测三种。

(1)运行前监测：在设施投入运行之前所开展的一种系统性测量，又称为辐射本底调查。主要目的是：①提供运行前的环境辐射水平和放射性物质浓度水平的本底资料，以便对运行时的监测结果进行判断；②尽可能获得有关关键核素、关键途径和关键居民组的资料，以便于为运行时的监测计划提供设计基础；③对运行时监测所要采用的方法和程序进行考核和演习。

(2)运行时监测：在设施投入正式运行后所进行的环境监测。此时所要完成的监测类别和所涉及的范围主要考虑以下三点：①要获得能评价关键居民组在一段时间内（如一年）所接受的现有及潜在的平均照射量的资料；②重点在于对经由关键途径产生的照射进行常规监测；③除了估算照射量大小以外，有时还需要注意或追踪污染的变化趋势。

(3)退役监测：在设施退役过程及退役后某一段时间内所进行的环境监测。其主要目的在于对设施退役过程中和完成退役处置工程之后所可能产生的环境影响进行监测。它同样应该着重注意对关键核素、关键途径和关键居民组的监测；但是要特别注意在退役后相当长时间内可能产生的环境影响。

在制定常规辐射环境监测计划时，要考虑以下主

要影响因素：①设施的类型和与它有关的潜在危害因素；②排出的核素，它们的放射性活度、物理化学状态、排放方式和途径；③其他来源释放的现有和预期可能出现的核素；④排出核素在环境中的行为；⑤影响排出核素行为的环境自然特征，如气候、地形、地质、土壤结构、水文以及植被等；⑥影响排出核素行为的人工环境因素，如蓄水池、水渠或河流、港口设施等；⑦农业、渔业、水和食物供应、工业和娱乐设施对环境的利用；⑧周围人口分布和他们的生活习惯等。

**事故监测** 已经发现或有明显征候说明设施已处于事故工况之后所追加进行的一种非常规性测量。事故监测的特殊要求是快速和所用设备必须具有足够宽的测量范围。

**监测的内容和过程** 由于排入环境的放射性物质会被卷入一系列复杂的物理、化学和生物学过程，其中某些过程会导致进一步稀释；另一些过程则导致浓集，然后再通过不同途径对人产生照射。因此辐射环境监测涉及的内容是十分广泛的，它主要包括外照射水平的直接测量、重要环境介质以及和核设施释放核素有关的指示介质或生物样品中的放射性物质浓度的测定（例如空气和沉积物、水和沉积物、土壤、食物、牛奶、陆生生物群、水生生物群等）。环境监测工作的全过程一般包括取样、样品制备、测量或分析、结果评价等几个步骤。为了保证环境监测工作的质量，就必须在工作的各个阶段建立相应的质量保证计划。这里比较重要的几个环节是：样品的代表性、样品的量、取样频度、样品的制备、仪器的定度和校准、计数技术和结果计算。

核电厂的典型的环境监测大纲见表。

典型的核电厂外环境监测大纲

项号	监测介质和辐射	监测量	所需探测限	取样类型和频度
1	空气			
1.1	气溶胶	总β或γ谱仪测量	0.37mBq/m <sup>3</sup> （以 <sup>60</sup> Co为参考）	季度评价混合样
1.2	γ—辐射	γ—剂量	0.2mSv/a	年评价
2	食物链			
2.1	牛奶	a) <sup>90</sup> Sr活度 b) γ谱仪测γ活度 c) <sup>131</sup> I比活度	18.5mBq/L 18.5mBq/L 18.5mBq/L	喂青饲料期间每年两次 喂青饲料期间每年两次 喂青饲料期间每月一次
2.2	牧草	γ谱仪测γ活度	740mBq/kg（干样， <sup>60</sup> Co）	第一和第二次于草收获季度
2.3	土壤	γ谱仪测γ活度	370mBq/kg （干样， <sup>60</sup> Co）	每年随机取二次
2.4	谷物与蔬菜	a) <sup>90</sup> Sr活度 b) γ谱仪测γ活度	37mBq/kg（鲜样） 370mBq/kg（鲜样， <sup>60</sup> Co）	每年二次成熟季节取样

续表

项号	监测介质和辐射	监测量	所需探测限	取样类型和频度
3	水和水食物链			
3.1	地表水	a) 氚活度	18.5aBq/L	每月连续取样, 季度评价
		b) 残渣β活度	110mBq/L ( <sup>40</sup> K)	若残渣β活度大于 370mBq/L, 按下一项测量
3.2	鱼	c) γ谱仪测核素	74mBq/L ( <sup>60</sup> Co)	每月连续取样, 季度评价
		γ谱仪测核素	370mBq/L (鲜样, <sup>60</sup> Co)	半年取样和评价
3.3	沉积物	γ谱仪测核素	18.5Bq/kg (干样, <sup>60</sup> Co)	半年取样和评价
3.4	饮用水	a) γ谱仪测核素	74mBq/L ( <sup>60</sup> Co)	季度取样并评价 (水源)
		b) <sup>90</sup> Sr 活度	74mBq/L	半年收集并评价
		c) γ谱仪测核素	74mBq/L ( <sup>60</sup> Co)	半年收集并评价 (下游)

参考书目

International Atomic Energy Agency, Manual of Environmental Monitoring in Normal Operation, Safety Series No. 16, Vienna: IAEA, 1966

International Atomic Energy Agency, Objectives and Design of Environmental Monitoring Programs for Radioactive Contaminants, Safety Series No. 41, Vienna: IAEA, 1975.

(夏益华)

fushe jiance

**辐射监测** (radiation monitoring) 为评价和控制辐射和放射性物质的照射而对辐射或放射性物质所进行的测量以及对测量结果的解释。

为了评价辐射实践或产生辐射的设施对人的影响,必须估算人受到的剂量当量、有效剂量当量等量度辐射危害的量。而这些量往往不能直接测量,必须根据其他一些可直接或间接测定的量按一定模式来估算。辐射监测的结果是估算工作人员和公众受照剂量,确认工作场所和环境的安全程度,进行辐射安全评价和辐射防护最优化分析不可缺少的资料,也是采取辐射防护和安全管理措施的依据。这些资料还可以用来鉴定操作上存在的问题或设施的缺陷,发现事故征兆,以便及时采取防范措施,防止重大事故的发生。

按照辐射监测的性质和目的,辐射监测可分为常规监测、操作监测和特殊监测。根据监测对象则可分为场所监测、环境监测和流出物监测。

**辐射监测计划** 辐射防护标准规定,一切伴有辐射的实践或设施,都应根据具体情况,按照辐射防护最优化的原则制订出辐射监测计划,开展辐射监测工作。辐射监测计划分为常规和应急两种监测计划。常规监测计划是指在规定的时间间隔内进行的监测和对预见到的某些情况所进行监测的计划。应急监测计划则是针对可能引起人员受照或放射性物质外泄超过限值的

情况制订的监测计划。应急监测必须能为主管部门采取应急对策迅速地提供足够的资料。通常的辐射监测计划(亦称监测大纲)应包括下列内容:①辐射监测类型、目的和要求;②需要直接或间接测量的辐射量,待估算量及其估算模式或方法;③相应的辐射管理标准或执行限值;④辐射测量方案,包括测量方法、采用的测量仪表或设备;⑤测量频度;⑥对测量记录的要求,记录的保存和销毁;⑦对监测计划的审查和修改的程序;⑧监测的质量保证措施。

**测量结果的评价** 其基础是定量描述已测定的量和待估算量之间关系的模式。这种模式把直接测量的量和防护标准,如限值量和参考水平等,联系起来,并可提供足够保守的受照剂量的估计,而低估的可能性小到可接受的程度。

**监测质量保证** 为了达到辐射监测的目的,必须保证测量结果的可靠性,因此质量保证方案是任何监测方案的重要组成部分,用来确保仪器和设备正常工作,测量和分析方法能正确建立和实施,记录准确及时,保持满足要求的测量准确度。一般来说,质量保证措施有:①对监测仪表和设备的定期检定,校准和维护,保证其质量;②对监测人员进行培训和考核,使他们能掌握选定的监测方法,正确使用仪器设备,实施监测方案;③通过对照样品的常规分析和采用标准分析方法验证监测方案采用的方法;④通过计量标准的传递体系,使测量的结果可溯源到相应的国家计量标准。

这些措施使测量结果达到适度的置信度。监测质量要贯穿于从监测方案的制定到监测结果的评价的每一阶段。

参考书目

ICRP publication 35. Oxford: Pergamon Press.

1982

(张延生)



**辐射监测仪表** (radiation monitoring instrument) 监测辐射用的仪器或仪表的统称。致电离辐射一般不能直接由感官察觉,为了发现是否有辐射的存在或定量确定辐射量,必须用专门的仪器进行测量。

根据辐射防护的要求,为控制辐射或放射性物质对人体的危害,一定要用辐射监测仪表对辐射进行监测。辐射监测仪表测量的结果是估算剂量、安全评价和采取防护对策的重要依据。

**辐射监测仪表的构成** 辐射监测仪表一般都是由核辐射探测器和信号处理、记录系统两部分组成。辐射探测器是辐射监测仪表的关键器件,仪器的性能指标主要取决于探测器,其主要作用是把进入探测器灵敏区的辐射转变为信号处理系统能够记录和分析的信号。辐射监测仪表中用得最多的有三类探测器,即气体探测器(包括G-M计数管、正比计数器和气体电离室等),半导体探测器和闪烁探测器。这三类探测器都是把辐射转变成电信号(脉冲或电流),再由电子学单元处理和记录。

G-M管型探测器结构简单,对配套的电子线路和使用环境条件要求不高,易做成成本低,轻便可携式辐射监测仪器。

电离室型监测仪可用于测量周围剂量当量或照射量,其性能稳定,寿命长,量程宽,能量响应特性好,但需测极微弱的电流,因此对仪器结构,电子线路和环境条件要求较高。

闪烁探测器一般由闪烁体与光电倍增管组成,闪烁体受到辐射照射产生微弱的荧光,光电倍增管将光信息转换为电信号并进行放大,供记录单元测量。常用的闪烁体有测量X或 $\gamma$ 辐射的碘化钠(加铯激活),测量 $\gamma$ 、X或 $\beta$ 辐射的塑料闪烁体,测量 $\alpha$ 辐射的硫化锌(加银激活)以及专门设计的夹心中子闪烁体等。由于闪烁探测器在通用性、能量分辨率和灵敏度等方面有比较突出的优点,在辐射监测仪中得到了广泛应用。

在辐射监测仪表中常用的半导体探测器为金硅面垒型和平面型Si(Li)及高纯锗探测器。前者不仅在低水平 $\alpha$ 测量装置中得到应用,还作为体积小、性能稳定的 $\alpha$ 计数器在一些特殊辐射监测仪,如 $\alpha$ 放射性气溶胶监测仪中得到了应用。后者也由于具有一定的X射线能量分辨率,且体积小,功耗低,可做成袖珍型 $\gamma$ 、X辐射监测仪。

与上述三类探测器相配合的信号处理和记录系统要根据探测器的类型和特性而定,但大部分是常用的核电子学单元,如高压电源,放大器,甄别器,计数器,率表,符合或反符合单元和微处理单元等。

**辐射监测仪表的分类** 按照监测的辐射类型辐射

监测仪表可分为 $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ 、X和中子等监测仪表;按照使用方式可分为固定式和可携式监测仪表;按照监测对象可分为表面污染监测仪,环境(外照)场所(辐射场)监测仪,个人监测仪,空气污染监测仪和流出物监测仪等几类。一般都按监测对象来分类。

**表面污染监测仪表** 表面污染监测仪用来监测各类表面放射性物质沾污的水平。由于 $\alpha$ 放射性表面污染的控制限值很低(对皮肤和内衣仅为 $0.04\text{Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$ ),因此要求 $\alpha$ 表面污染监测仪的本底低且具有足够的灵敏度。市售的 $\alpha$ 污染监测仪的探测器大多是ZnS(Ag)闪烁计数器或薄窗多丝正比计数器。 $\beta$ 表面污染监测仪往往采用塑料闪烁计数器或薄窗G-M计数管。探头的有效面积通常为 $50\text{cm}^2$ 或 $100\text{cm}^2$ ,地板污染监测仪探头的有效面积可为 $400\text{cm}^2$ 。表面污染监测仪最重要的指标是表面活度响应和仪器效率。表面活度响应是指表面污染水平为 $1\text{Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$ 时的计数率,而仪器效率为仪器计数率与校准源表面发射率之比。每台仪器必须用适当的参考标准源校准,确定表面活度响应或仪器效率后才能应用。在应用表面污染监测仪时,必须注意的是表面活度响应或仪器效率与待测污染核素的能谱,仪器工作状态(甄别能量)以及测量时的几何条件均有关,而且有一定的适用范围。因此,在监测时必须保持与校准条件相近。

**场所监测仪表** 工作场所和周围环境的辐射水平一般用辐射巡测仪来测量。原则上需要测量的量是周围剂量当量 $H^*(d)$ 和定向剂量当量 $H'(d)$ (见辐射量和单位)。只要巡测仪具有各向同性响应,定度为 $H^*(10)$ ,即可在任何辐射场(在探头有效探测体积范围内辐射场是均匀的)内测量 $H^*(10)$ 。市售的辐射场巡测仪往往是以照射量(率)或比释动能(率)定度的,还需进行适当地修正方能得到 $H^*(10)$ 。X、 $\gamma$ 辐射场监测仪的种类很多,应用较普遍的是由组织等效或空气等效材料做室壁的电离室型巡测仪。这种类型的仪器量程宽,能量响应特性好,测量X或 $\gamma$ 辐射的能量范围大。测量低能X射线或 $\gamma$ 辐射时电离室壁要做得很薄,厚度只要满足电子平衡条件即可。测量很强辐射场的巡测仪具有可伸缩的长柄,可以在远距离测量,减少监测人员所受的剂量。在某些场所,如辐射场水平易变化或易出事故的场所,可设置固定式辐射监测仪。这类仪表长期稳定性好,量程宽且具有抗阻塞能力,可连续监测场所辐射水平的变化。有些仪表具有报警功能,当辐射水平高于预置的限值时会发出报警信息,或把信息反馈到安全联锁系统。低水平辐射场的监测可采用以塑料闪烁体作为探测器的巡测仪。这种仪器的灵敏度高,使用方便,易做成轻便可携式的巡测仪。在环境贯穿辐射的测量中,也可采用高气压电离

室,属就地测量仪,不能做成轻便的巡测仪。对于弱贯穿辐射场,要求测定定向剂量当量  $H'(d)$ 。具有薄入射窗(窗厚约  $7\text{mg} \cdot \text{cm}^{-2}$ ),侧壁和后壁均用组织等效材料做成的薄电离室型仪器可满足测量定向剂量当量  $H'$  (0.07) 的要求,但其灵敏度不高,用  $\beta$  参考辐射源校准后,可作为参考传递仪器。比较适用的  $\beta$  辐射场监测仪是用薄塑料闪烁体作为探测器件的闪烁型巡测仪。它有足够厚的透明组织等效材料做光导部件,以提供与皮下组织类似的反散射条件。入射窗采用厚度约为  $7\text{mg} \cdot \text{cm}^{-2}$  的镀铝聚脂膜。闪烁探头输出的平均电流或单位时间的脉冲幅度积分与闪烁体所在位置探头法线方向的定向剂量当量率成正比,将其用  $\beta$  剂量的计量标准定度以后可用于  $\beta$  辐射场的常规监测。对  $\gamma$  辐射场的监测,目前已有用  $\text{BF}_3$  中子计数管作探测器的中子注量(率)监测仪,也有的用组织等效材料做室壁的电离室或正比计数器作为探测器的中子剂量仪。但在辐射防护监测中最常用的是中子剂量当量仪,亦称雷姆计数器。它以  $^3\text{He}$  正比计数管或闪烁计数器作为探测器,外加组织等效材料慢化体(球或圆柱型),使仪器的响应在一定的中子能量范围内,与剂量当量率成正比。

**个人监测仪表** 指为测定个人受到的剂量当量而佩带在身体上的小型剂量仪或剂量计及其相应的测读系统。为了直接测定个体受到的外照射剂量,一般采用热释光剂量计(TLD),胶片剂量计或荧光玻璃剂量计等个人剂量计。根据辐射场和操作的实际情况及防护评价的要求,把个人剂量计佩带在工作人员身上适当的位置,经过一定时间后用测读仪器(如热释光测读仪,黑度计,分光光度计等)测读,经适当刻度后可以得到工作人员的深部剂量当量  $H_p(10)$  或浅部个人剂量当量  $H_p(0.07)$ 。袖珍剂量仪是一种可以置于工作人员衣袋中的小型个人剂量仪。这种仪器以半导体探测器,小型 G-M 计数管或密封电离室为探测器,结构简单,体积小、重量轻。它不仅能测定累积剂量,而且在剂量超过某一设定值时发出音响或指示灯报警信息。在强辐射场中从事操作或检修的人员最好佩带这种袖珍剂量仪。用于内照射个人监测的主要监测仪器是全身计数器,它能直接测定人体内某些放射性核素的含量,从而估算出待积剂量当量。全身计数器设备复杂,造价很高,一般在大型核设施或事故应急中心才备有全身计数器。为了确定局部器官,如肺、甲状腺内放射性核素的含量,可用肺部计数器,甲状腺计数器等测量仪器。

**气体和气溶胶监测仪表** 测量工作场所和周围环境空气中放射性气体或气溶胶浓度的仪表。有些放射性气体监测仪是先把含放射性的气体直接引入探测器

(如补偿电离室,流气式正比计数器,空心球塑料闪烁体),然后再进行测量。为了提高灵敏度,满足常规监测的要求,还须采取一些降低本底、抗干扰等技术措施。测量空气中  $\beta$  放射性气体浓度的气流  $\beta$  辐射仪就属这类仪表。用气球法、电离室法和闪烁室法测量氡气浓度的监测仪也与上述方法类似。测量空气中长寿命的放射性气溶胶浓度的方法很多,如衰变法,  $\alpha/\beta$  比值法,  $\alpha-\beta$  假符合法,  $\alpha$  能量甄别法以及能量假符合法等。根据不同原理和用途,设计出不同类别的气溶胶监测仪。但它们均包含两大部分:采样系统和样品测量系统。根据采样方式的不同,仪器又分为连续和单次采样两类。在气溶胶浓度易变化又有可能超过导出浓度的场所,应设置固定式连续测量的监测仪,当浓度超过预先设定的值时,监测仪能报警。为了估算内照射个人剂量,特别是氡子体产生的内照射剂量,工作人员需佩带有个人采样器的气溶胶监测仪。

为保证辐射监测的质量,给辐射防护提供可靠的有意义的资料,选用的辐射监测仪表应符合下列要求:①应有足够的灵敏度;②要有高度的可靠性和稳定性;③要指明应用范围和条件,特别要给出量程范围和可测量的辐射能量范围;④在强辐射场中辐射水平超过量程范围时,应保持满刻度指示;⑤具有足够的牢固性,不易损坏;⑥使用和维护方便,价格便宜;⑦易于去污。

对辐射监测仪表进行校准和检定是保证监测仪表能够正常运行和测出可靠数据的重要措施。按照国家计量法规的规定,辐射监测仪表属强制性检定仪表,因此必须按照规定,定期由受权的检定中心或计量站进行检定和校准。

#### 参考书目

ICRP Publication 35. Oxford: Pergamon Press, 1982

(张延生)

fusheliang he danwei

### 辐射量和单位 (radiation quantity and unit)

描述辐射源或辐射场特征和辐射与物质相互作用特性的一些量,统称为辐射量。某些辐射量的概念、名称和单位经历了不少演变,同一名称在不同时期的含义不尽相同。早期应用的一些辐射量和单位,由于其概念含混或定义不确切、不严密或不便于应用而被逐渐淘汰,如生物当量伦琴、物理当量伦琴、克镭当量等。1925 年国际放射学大会决定成立一个专门的研究辐射量和单位的组织,国际辐射量单位委员会,后来又加上“测量”二字,易名为国际辐射量单位与测量委员会(International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU)。经过多年的研究 ICRU 发表

了一系列报告,对促进辐射量和单位的统一和科学化,作出了重大贡献。目前辐射防护领域所用的辐射量和单位,绝大部分是ICRU定义和推荐的。

辐射量大致可分为描述辐射源和辐射场的量、辐射剂量学量、描述辐射与物质相互作用的量和辐射防护用量。

**描述辐射源和辐射场的量** 通常把能够发射电离辐射的物质或装置称为辐射源,把存在电离辐射的空间称为辐射场。描述辐射场和辐射源的量有十几种,最常用的有活度、粒子注量、粒子注量率、能量注量和能量注量率等几个。

**活度** 一定量的放射性核素在一个很短的时间间隔内发生的核衰变数除以该时间间隔,单位为贝可勒尔(Bq)。

$$1\text{Bq}=1\text{s}^{-1}$$

放射性活度曾称为放射性强度,专用单位为居里(Ci), $1\text{Ci}=3.7\times 10^{10}$ 衰变/s,已不是法定单位。

**粒子注量** 在给定的时间间隔内进入以空间某点为中心的适当小的球体的粒子数除以该球体的最大截面积所得的商,单位为每平方米( $\text{m}^{-2}$ )。以 $\Phi$ 表示粒子注量

$$\Phi=dN/da$$

式中 $dN$ 为进入上述最大截面积 $da$ 的球内的粒子数。

**粒子注量率** 在单位时间内进入以空间某点为中心的适当小的球体的粒子数除以该球体的最大截面积所得的商,单位为每平方米每秒( $\text{m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ )。粒子注量率 $\phi$ 与粒子注量的关系为

$$\phi=d\Phi/dt$$

式中 $d\Phi$ 是粒子注量在时间间隔 $dt$ 内的增量。

**能量注量** 在给定的时间间隔内进入以空间某点为中心的适当小的球体的全部粒子动能之和除以该球体最大截面积所得的商,单位为焦耳每平方米( $\text{J}\cdot\text{m}^{-2}$ )。以 $\Psi$ 表示能量注量

$$\Psi=dR/da$$

式中 $dR$ 为进入上述最大截面积为 $da$ 的球体内的粒子动能之和。

**能量注量率** 在单位时间内进入以空间某点为中心的适当小的球体的全部粒子动能之和除以该球体最大截面积所得的商,亦称能通量密度,单位为瓦特每平方米( $\text{Wm}^{-2}$ )。能量注量率 $\psi$ 与能量注量的关系为

$$\psi=d\Psi/dt$$

式中 $d\Psi$ 为在时间间隔 $dt$ 内能量注量的增量。

**剂量学中常用的辐射量** 辐射剂量学着眼于辐射与受体相互作用时所发生的能量沉积、能量转移和受体吸收能量的特性研究。在剂量学中常用的辐射量有吸收剂量、吸收剂量率、比释动能、比释动能率、照射

量、照射量率等。

**吸收剂量** 辐射与受体相互作用时单位质量受体吸收辐射能量多少的量度,其严格定义为 $d\bar{E}$ 除以 $dm$ 所得的商

$$D=d\bar{E}/dm$$

式中, $d\bar{E}$ 是辐射授与质量为 $dm$ 的受体物质的平均能量; $D$ 即为吸收剂量,单位为焦耳每千克( $\text{J}\cdot\text{kg}^{-1}$ );专用单位名称为戈瑞(Gy);曾用单位名称拉德(rad), $1\text{Gy}=100\text{rad}$ 。

**吸收剂量率** 某一时间间隔 $dt$ 内吸收剂量的增量 $dD$ 除以 $dt$ 而得到的商,即

$$\dot{D}=dD/dt$$

吸收剂量率 $\dot{D}$ 的单位为焦耳每千克每秒( $\text{J}\cdot\text{kg}^{-1}\cdot\text{s}^{-1}$ ),专用单位名称为戈瑞每秒( $\text{Gy}\cdot\text{s}^{-1}$ )。

**比释动能(Kerma)** 不带电电离粒子与物质相互作用时首先把其能量传递给带电电离粒子,然后带电电离粒子再通过电离或激发过程把能量授与物质。比释动能就是描述这种能量传递过程的辐射量,其定义的数学表达式为

$$K=dE_{tr}/dm$$

式中 $dE_{tr}$ 为不带电电离粒子在质量为 $dm$ 的某一物质内释放出来的全部带电电离粒子的初始动能的总和。比释动能的单位为焦耳每千克( $\text{J}\cdot\text{kg}^{-1}$ ),专用单位名称为戈瑞(Gy)。

**比释动能率(Kerma rate)** 定义为 $dK$ 除以 $dt$ 所得的商,

$$\dot{K}=dK/dt$$

式中 $dK$ 为在 $dt$ 时间间隔内比释动能的增量。比释动能率的单位为焦耳每千克每秒( $\text{J}\cdot\text{kg}^{-1}\cdot\text{s}^{-1}$ )。

**照射量** X或 $\gamma$ 辐射使空气电离本领的量度,其定义为 $dQ$ 除以 $dm$ 所得的商

$$x=dQ/dm$$

式中 $dQ$ 为光子在质量为 $dm$ 的空气中释放出来的全部电子(包括正电子和负电子)完全被空气所阻止时,在空气中产生任何一种符号离子总电荷的绝对值。照射量 $x$ 的单位是库仑每千克( $\text{C}\cdot\text{kg}^{-1}$ ),曾用单位伦琴(R),但已不是法定单位。 $1\text{R}=2.58\times 10^{-4}\text{C}\cdot\text{kg}^{-1}$ 。

最早提出伦琴单位的是德国的本根(Bahnken)。1928年,国际放射学大会把伦琴定义为X或 $\gamma$ 射线的“量”或“剂量”的单位,但含义不清。1956年,国际辐射量单位与测量委员会(ICRU)把伦琴定为“照射剂量”的单位,但仍易于与吸收剂量混淆;1962年,ICRU把照射剂量改称为照射量,仍用伦琴作单位。

**照射量率** 照射量对时间的微商

$$\dot{x}=dx/dt$$

式中 $dx$ 是在时间间隔 $dt$ 内照射量的增量。照射量率

$x$  的单位是库仑每千克每秒 ( $C \cdot kg^{-1} \cdot s^{-1}$ ), 曾用专用单位伦琴每秒 ( $R \cdot s^{-1}$ )。

**辐射防护中常用辐射量** 辐射的生物效应或辐射危害并不单纯取决于辐射在人体组织单位质量中造成的沉积能量 (吸收剂量), 还和辐射类型、受照器官等因素有关。在辐射防护中, 所用的量与辐射危害密切相关, 主要用在辐射防护标准, 辐射防护评价或辐射防护最优化等方面, 如剂量当量、有效剂量当量、剂量当量负担等。

**剂量当量** 组织中某一点处的剂量当量  $H$  为  $D$ 、 $Q$  和  $N$  的乘积, 即

$$H = DQN$$

式中  $D$  为吸收剂量, Gy;  $Q$  为品质因数;  $N$  为其他修正因子之积。国际放射防护委员会 (International Commission on Radiological Protection, ICRP) 规定,  $N = 1$ 。剂量当量的单位为焦耳每千克 ( $J \cdot kg^{-1}$ ), 单位专用名称为希沃特 (Sv), 曾用名雷姆 (rem)。

$$1Sv = 100rem$$

人体受到不同类型辐射的照射而吸收剂量相同时, 生物效应无论是在严重程度还是在发生率方面都是不一样的。剂量当量是用适当的修正因子对吸收剂量加权所得到修正后的吸收剂量, 这可更好地与辐射效应联系起来, 统一表示各种辐射对人体的危害程度, 并能相互加以比较或相加。剂量当量只能用于辐射剂量不太大 (剂量当量限值左右) 的场合, 不能用于评价事故性照射对人体可能引起的所有后果, 这些后果可能包括严重的非随机效应。

**有效剂量当量** 当所考虑的效应是随机性效应时, 在全身受到非均匀照射的情况下, 受到危害的各器官和组织的剂量当量与相应权重因子乘积的总和, 即

$$H_E = \sum_T W_T H_T$$

式中  $H_T$  为器官或组织  $T$  所受到的剂量当量;  $W_T$  是组织或器官  $T$  的危险度权重因子, 其数值由 ICRP 规定; 有效剂量当量  $H_E$  的单位与剂量当量的相同。各器官或组织受到同样剂量当量的照射, 危害程度并不一样 (各器官或组织的危险度不同), 而照射又往往不止涉及到一个器官或组织, 为了给出总的危害, 提出了上述有效剂量当量的概念。

**待积剂量当量** 人体单次摄入放射性核素后, 某一器官或组织在之后 50 年内将要累积的剂量当量, 即

$$H_{50} = \int_{t_0}^{t_0 + 50a} \dot{H}(t) dt$$

式中  $\dot{H}(t)$  是有关器官或组织的剂量当量率;  $t_0$  为摄入时刻。待积剂量当量  $H_{50}$  的单位与剂量当量的相同。外照射所产生的剂量当量是在组织暴露于辐射的同时产生的, 但存在于体内的放射性核素所产生的剂

量在时间上是分开的, 吸收剂量率在时间上的分布随放射性核素的种类、形式、摄入方式及所结合的组织或器官而变化, 待积剂量当量计及了这种时间上的分布。

**集体剂量当量** 受给定辐射源照射的群体, 各人群组平均每人全身或任一特定器官或组织所受的剂量当量与各组成员数乘积的总和, 即

$$S = \sum \bar{H}_i N_i$$

式中  $\bar{H}_i$  为第  $i$  人群组平均剂量当量;  $N_i$  为第  $i$  组的人数。集体剂量当量  $S$  的单位是人·希沃特 (人·Sv)。

**剂量当量负担** 由于某一决策或实践使特定群体受到持续照射时, 平均每人的某一器官或组织所受到的剂量当量率  $\bar{H}(t)$  在无限时间内积分, 即

$$H_c = \int_0^{\infty} \bar{H}(t) dt$$

剂量当量负担  $H_c$  的单位亦是焦耳每千克 ( $J \cdot kg^{-1}$ ), 专用单位为希沃特 (Sv)。

**人均剂量当量** 在一定的受照的群体中按人数平均的剂量当量, 即

$$\bar{H} = S/N$$

式中  $S$  为该群体的集体剂量当量, 人·Sv;  $N$  是该群体的人数。某一特定的群体在某一给定期限内的集体剂量当量除以这一期间群体中的人数, 就可得到人均剂量当量。从表面上看, 人均剂量当量似乎是涉及个体的量, 实际上它是表征集体受照情况的量, 因为只有在偶然的情况下, 它才等于一个真正的个人所受到的剂量。它是一群真正的个人剂量当量的平均值。

**周围剂量当量** 在辐射防护监测中用于强贯穿辐射外照射监测的实用辐射量。辐射场中某一点处的周围剂量当量  $H^*(d)$  是该点相应的齐向扩展场在 ICRU 球内, 逆向齐向场方向深度为  $d$  处产生的剂量当量。这是一个有受体的表征辐射场性质的辐射量。ICRU 建议深度  $d$  为 10mm, 因此  $H^*(d)$  可以写作  $H^*(10)$ 。所谓 ICRU 球是由密度为  $1gcm^{-3}$  的组织等效材料做成的直径 30cm 的球。材料的成分 (按重量百分比) 为氧 76.2%, 碳 11.1%, 氢 10.1%, 氮 2.61%。 $H^*(10)$  大体上能反映处于该处的人体所受的有效剂量当量  $H_E$ 。对于 X 和  $\gamma$  辐射, 测定的  $H^*(10)$  只用于安排、指导和控制工作人员的操作, 而个人剂量仍以个人剂量计的读数为准。原则上, 一个具有各向同性响应的探测器, 若用  $H^*(10)$  刻度过, 则在任一均匀辐射场中均可用来测定周围剂量当量。

**定向剂量当量** 辐射场中某一点的定向剂量当量  $H'(d)$  即为由该点相应的扩展场在 ICRU 球内指定方向上深度为  $d$  处产生的剂量当量。ICRU 规定,  $d = 0.07mm$ , 因此  $H'(d)$  可以写作  $H'(0.07)$ 。定向剂量当量只适用于弱贯穿辐射, 它反映了与皮肤垂直方

向为指定方向时的皮肤可能受到的剂量当量。如果一个探测器能够确定一个与指定方向垂直并由组织等效材料组成的平板内的深度为 0.07mm 处的剂量当量,则该探测器就可以测量弱贯穿辐射的定向剂量当量  $H'(0.07)$ 。 $H'(0.07)$  是有方向性的,同一点不同方向的  $H'(0.07)$  可能不同,所以测量结果要标明参考点位置和方向。

**深部个人剂量当量** 也称贯穿性个人剂量当量。它是指人体表面之下软组织内指定深度  $d$  处的剂量当量,用  $H_p(d)$  表示。ICRU 规定,  $d=10\text{mm}$ ,  $H_p(d)$  可以写作  $H_p(10)$ 。 $H_p(10)$  用于强贯穿辐射外照个人剂量监测,可用挂在体表的个人剂量计测量。剂量计探测元件要覆盖适当厚度的组织等效材料。

**浅部个人剂量当量** 人体表面之下软组织内深度为  $d$  处的剂量当量,用  $H_s(d)$  表示。ICRU 规定,  $d=0.07\text{mm}$ 。它用于弱贯穿辐射个人剂量测量,能反映皮肤基底层受到的剂量。

测定上述四个实用辐射量的仪器或剂量计均需刻度,刻度时要用体模,ICRU 球就是较适当的体模。

#### 参考书目

ICRP Publication 51. Data for Use in Protection Against External Radiation. Oxford Pergamon Press. 1988

ICRU Report 39. Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources. Bethesda, Maryland, 1985

(张延生)

fushepingbi

**辐射屏蔽** (radiation shielding) 利用辐射与物质的作用来降低某一区域的辐射水平,从而减少人们的受照和材料的辐照损伤的一种辐射防护技术,也是一种材料保护措施。

**辐射与物质的作用** 在核电厂中,辐射屏蔽的主要对象是  $\gamma$  射线 ( $\gamma$  光子) 和中子。 $\gamma$  光子在通过屏蔽体时主要通过光电效应、康普顿散射和电子对形成等过程把能量传递给屏蔽体而被减弱或吸收。光电效应是光子把全部能量传给轨道电子,使电子脱离所在壳层,从原子中释放出来,这对低能  $\gamma$  光子(能量小于几百 keV 的  $\gamma$  光子)的吸收起主要作用。康普顿散射是光子与自由电子碰撞,把部分能量传给电子,同时改变自己的方向和能量,对降低中能  $\gamma$  光子(能量在几百 keV 和几 MeV 之间)的能量起主要作用。电子对形成是  $\gamma$  光子与核的电场发生作用, $\gamma$  光子完全湮没,其能量转换成一对正负电子的质量和动能以及反冲核的动能,对高能  $\gamma$  光子(能量大于几 MeV)的吸收起主要

作用。

快中子进入屏蔽体,多数情况是通过弹性散射和非弹性散射将其能量传递给屏蔽物质,变成热中子或超热中子,然后通过辐射俘获等过程被物质吸收。弹性散射是中子和屏蔽物质的原子核发生弹性碰撞,把一部分(极个别情况下是全部)能量传给反冲核,同时改变自己的能量和运动方向。反冲核的质量越小,一次碰撞平均传给它的能量越多。对能量为 2MeV 的快中子和氢核碰撞,平均碰撞 18 次就可以慢化成热中子;而 2MeV 的快中子与铅核碰撞则大约需要 2000 次才能慢化成热中子。非弹性散射与弹性散射不同之点在于反冲核除得到动能外,其本身还处于激发态,并通过放出  $\gamma$  射线而回到稳态。非弹性散射发生的概率随中子能量和屏蔽物质原子序数的增加而增加。一次非弹性散射可以把相当多的能量传给反冲核,所以非弹性散射是快中子(能量大于 1MeV)减速的主要过程。辐射俘获 ( $(n, \gamma)$  反应)是中子被屏蔽物质吸收的最后一个过程。大多数核素都易与热中子发生 ( $n, \gamma$ ) 反应,少数核素还易与超热中子发生共振吸收反应。

**屏蔽设计** 进行屏蔽设计首先要确定辐射源的类型和活度,确定观察点的辐射水平和屏蔽体的形状,然后选择适当的屏蔽材料和计算公式来计算屏蔽体的厚度。

**核电厂的辐射源** 主要是反应堆,其次还有一次冷却剂,乏燃料元件和放射性废物。反应堆在运行时将产生  $\gamma$  射线和中子。 $\gamma$  射线主要是核裂变时放出的瞬发  $\gamma$  射线和裂变产物衰变时放出的  $\gamma$  射线,此外还有热中子俘获  $\gamma$  射线和快中子非弹性散射产生的  $\gamma$  射线,核反应产物的  $\gamma$  射线,活化产物的  $\gamma$  射线,湮没辐射和韧致辐射等。中子主要是裂变中子,此外还有缓发中子,活化产物的中子和光激中子等。一个发电能力为 1000MW 的反应堆,在运行时其  $\gamma$  射线发射率接近  $10^{21}\text{MeV/s}$ ,中子发射率约为  $10^{20}\text{n/s}$ 。停堆之后,基本上没有中子,但裂变产物和活化产物的  $\gamma$  射线仍可达  $10^{20}\text{MeV/s}$ 。一次冷却剂的主要辐射是裂变产物和活化产物的  $\gamma$  射线,其放射性浓度可达  $4 \times 10^4\text{Bq/l}$  ( $\sim 10^{-2}\text{Ci/l}$ )。典型的乏燃料水池内存放着约 1/2 堆芯装载量的乏燃料,但因已衰变多日,其活度大约相当于堆芯的 5%。

**确定观察点的辐射水平** 确定各个观察点的辐射水平与屏蔽的目的有关。为了工作人员的健康,应根据工作人员接近辐射源的频率和时间,确定不同的辐射水平,分区进行屏蔽(见核电厂分区管理)。为了防止设备的辐照损伤,防止材料的活化和保持屏蔽体的稳定性,应根据材料的特性和使用要求确定其辐射水平。中国核工业标准规定:①堆本体各部件所受辐照应低

于规定限值；②普通硅酸盐混凝土屏蔽体内表面中子通量密度应小于等于  $5 \times 10^3 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ ， $\gamma$  射线能量通量密度应小于等于  $4 \times 10^{10} \text{ MeV}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ ；③对于停堆后工作人员进行工作的场所，在堆运行时热中子通量密度应小于等于  $1 \times 10^5 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ 。

**屏蔽材料选择** 核电厂的屏蔽材料应具有以下特性：①密度大，可以有效地吸收一次  $\gamma$  和二次  $\gamma$  射线，同时还可以通过非弹性散射把快中子慢化下来；②含有足够多的氢，可以有效地把非弹性散射阈值以下的中子慢化为热中子；③要有足够的机械强度、机械稳定性、热稳定性和化学稳定性；④价格低廉，容易加工和建造。只有几种材料混合使用才能满足这些要求。在核电厂中常用的屏蔽材料为钢、水、混凝土（包括含有结晶水或硼的重金属骨料的混凝土），局部地方也选用铅或含硼塑料等。

**屏蔽计算** 计算  $\gamma$  射线在屏蔽体内的减弱通常使用点核技术和积累因子。对于无限大均匀介质中的单能各向同性点源，在距源  $R$  处的注量率  $\varphi(R)$  可用下式描述

$$\varphi(R) = BS_0 \frac{e^{-\mu R}}{4\pi R^2}$$

式中  $S_0$  为源的  $\gamma$  光子发射率（ $\gamma$  光子/s）； $\mu$  为屏蔽材料的线减弱系数， $\text{cm}^{-1}$ ； $B$  为考虑散射光子的贡献而引入的积累因子，它是  $\gamma$  光子能量、屏蔽物质的原子序数及其厚度的函数。对于不同形状的源，可以把它分为若干小的体元，每个体元可以看成是一个点源，然后对整个体积进行积分即可。很多屏蔽手册都给出了这种积分的结果，可以直接用来计算不同形状源的  $\gamma$  射线在屏蔽体内的减弱。

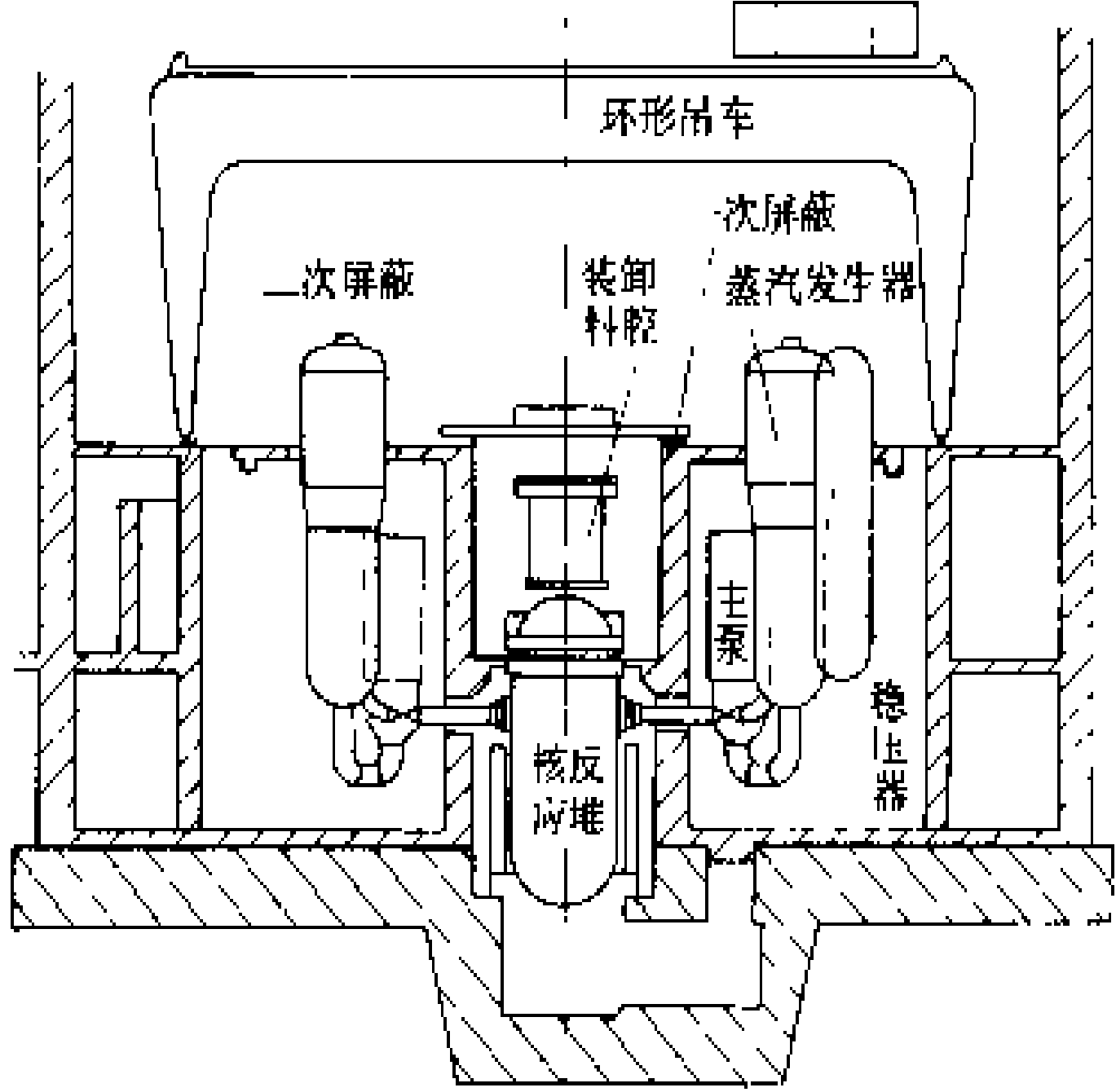
对于含氢材料的屏蔽体，常用分出--扩散法计算快中子的减弱和热中子在屏蔽体内的分布。试验表明，当屏蔽体内有足够的氢（约  $6 \text{ g}/\text{cm}^2$  的氢，或者约  $50 \text{ cmH}_2\text{O}$  的水）时，裂变中子在其中的减弱近似遵守指数规律。这可以认为经散射而降低能量并改变方向的中子从快中子束中“分出”去了，所以这种减弱截面被称为分出截面。被分出的中子将进入扩散过程，可按扩散理论来计算热中子在屏蔽体中的分布，这对于屏蔽体内二次  $\gamma$  射线分布的计算是必不可少的。

计算机技术的发展使人们可以用数值方法来求解中子或  $\gamma$  光子在屏蔽体中的输运问题。这里有两种途径，一种是宏观的，即求解玻尔兹曼方程，所用的方法有矩方法、球谐函数法、离散纵标法、数值积分法、不变量嵌入法等。另一种是微观的，即蒙特卡罗法，它描述个别粒子通过屏蔽体直到它被吸收或穿透出去的过程，只要采样的数量足够大，就可以准确地描述中子或  $\gamma$  光子在屏蔽体内的输运过程。目前这些计算方法都

处在发展中。

**核电厂内的屏蔽** 反应堆厂房的屏蔽一般采用两级屏蔽的方案，即堆本体的屏蔽（一次屏蔽）和一次冷却剂系统的屏蔽（二次屏蔽）。因为在反应堆周围布置的是反应堆冷却剂系统的管道和设备（2~4 个泵和蒸汽发生器、稳压器和阀门等），当堆运行时，它们本身也带有较强的放射性，也是不可接近的。所以堆本体的屏蔽主要是防止这些设备和二回路冷却剂的活化并保证在停堆后屏蔽体外来自反应堆的辐射的水平低于来自这些设备本身的辐射的水平。而一次冷却剂系统的屏蔽则为保护工作人员的健康，降低反应堆厂房周围环境的  $\gamma$  辐射水平。一次和二次屏蔽的概况见图。

**堆本体的屏蔽** 堆本体的屏蔽（一次屏蔽）是由压力容器内的多重钢、水屏蔽和周围厚约 2m 的环形混凝土墙构成的。几层钢、水屏蔽分别是堆芯隔板、堆芯筒体、热屏蔽、压力容器及其中间的水层构成的。这些屏蔽除了具有安全防护的目的外，还有一些工程上的考虑，如热屏蔽可用来保护压力容器的机械性能，不致因过量的中子照射而变坏，降低混凝土中的发热以及防止一次屏蔽外设备的活化等。



反应堆厂房一次和二次屏蔽示意图

**反应堆冷却剂系统的屏蔽** 一次冷却剂系统的屏蔽（二次屏蔽）包括一次冷却剂系统四周的环形吊车承重墙及其上面的水泥操作地板。也有把安全壳的混凝土结构也算做二次屏蔽的。反应堆冷却剂内的主要辐射源是  $^{16}\text{N}$ ，二次屏蔽的目的就是把辐射减弱到安全水平，使工作人员在反应堆满功率运行时能够进入安全壳，进行必要的检查、维护工作。二次屏蔽还有这样的作用，即在反应堆满功率运行时，人们可以在安全壳外正常地进行工作，并当堆芯熔化，大量放射性物质进入安全壳时保护周围居民免受过量的照射。

乏燃料储运屏蔽是由卸料腔和储存水池的水、卸料腔、运输通道和储存水池的墙和乏燃料运输容器构

成的。卸料时反应堆容器上部空间(卸料腔)充水,水层厚度可保证从堆芯提出乏燃料时水面上照射量率不大于规定值。卸出的燃料经连通安全壳和燃料储存水池的运输通道进入储存厂房储存。经过一定时间后,在水下装入运输容器送往储存库或后处理厂。

辅助厂房内布置着化学容积控制、堆安全、一次冷却剂净化、硼酸浓缩及废物处理等系统的各种设备,辐射水平差别很大。屏蔽设计的目的是为了保证工作人员可在其附近从事必要的操作和维护工作。各个工作场所的辐射水平按工作人员在那里的停留时间和分区管理原则来确定(见核电厂分区管理)

参考书目

谢弗 NM. 核反应堆屏蔽工程学. 北京: 原子能出版社, 1983

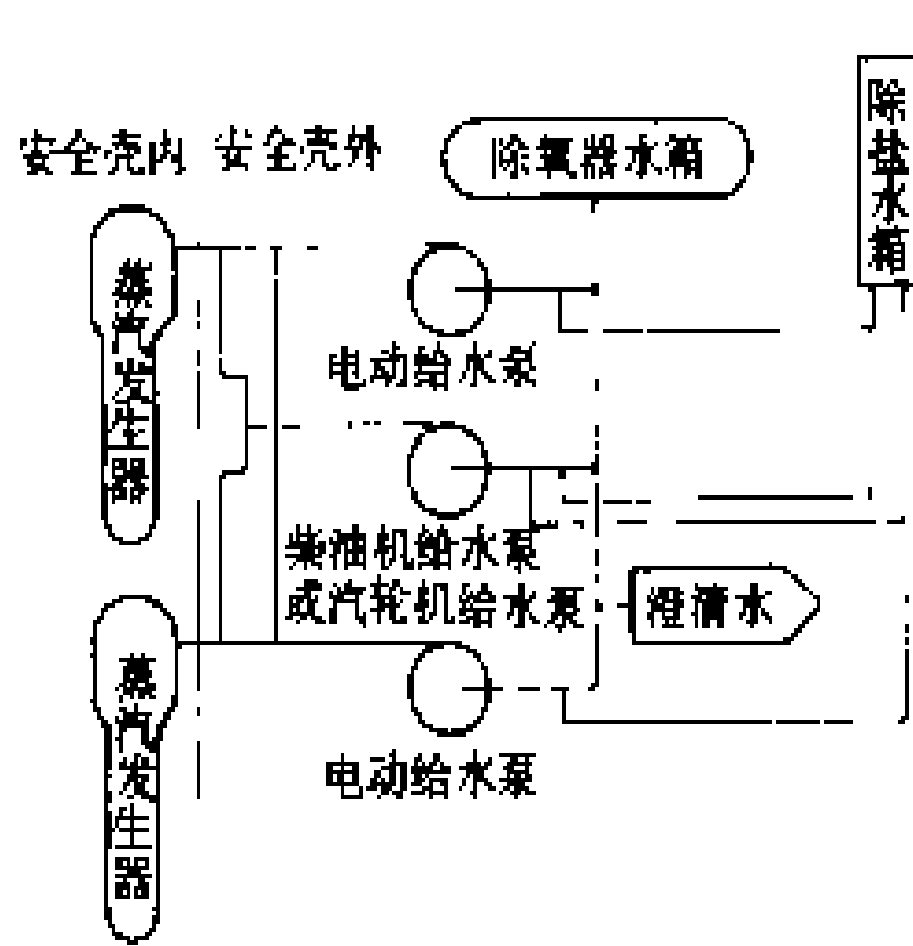
(龚德荫)

fuzhu (yingji) jishui xitong

**辅助(应急)给水系统** (auxiliary/emergency feedwater system) 在蒸汽发生器主给水系统失效时,供水到蒸汽发生器的系统。系专设安全设施之一。当主给水系统不能工作时,为防止蒸汽发生器烧干,辅助给水系统作为应急给水系统,向蒸汽发生器供水。有些核电厂未另设启动和停堆给水系统,则本系统兼作主给水系统的后备系统,在启动、热备用和停堆时向蒸汽发生器供水。联邦德国 KWU (Kraftwerke

Union AG)设计的核电厂把辅助给水系统专门用于事故工况,另设启动和停堆给水系统用于正常启动、热备用和停堆。

本系统须能在单一能动部件失效情况下仍不丧失



辅助给水系统流程原理图

其应有的功能。它通常设有两个系列。每个系列设有两台容量至少为50%的电动辅助给水泵或容量为100%的柴油机驱动或汽动辅助给水泵。每个系列的辅助给水泵均能向任

何一台蒸汽发生器供水,其容量足以单独排出反应堆的全部余热(见图)。给水泵的水源要求多样化,例如:凝结水箱、除氧器、除盐水箱、澄清水箱或水池等,且至少有一个水源的贮箱需按抗震Ⅰ类设计。各系列的给水泵及其原动机需满足抗震和抗环境影响的要求,并分别布置在实体分隔的房间内。系统在发生假定的单一能动部件失效和反应堆处于热停堆的状态下时应能运行至少4h,接着再运行到一次冷却剂系统中的一次冷却剂的温度降低至余热排出系统能投入工作的温度(约180℃)。本系统属安全2级。

(戚正文)

# G

gaijinxing qilengdui hedianchang

**改进型气冷堆核电厂** (advanced gas-cooled reactor nuclear power plant, AGR) 使用改进型石墨慢化气体冷却反应堆的核电厂。这种改进型气冷堆只在英国建造过，它也采用石墨作为慢化剂和结构材料，二氧化碳气体作为冷却剂，但是使用低浓缩(富集度约为2%)二氧化铀为核燃料，不锈钢为燃料棒的包壳。与镁诺克斯型反应堆(见石墨气冷堆核电厂)相比，它的冷却剂气体出口温度提高到670℃左右，因此蒸汽发生器的蒸汽参数较高，可以直接配置标准参数的汽轮机。几个典型的改进型气冷堆的主要参数见表。

改进型气冷堆主要参数表

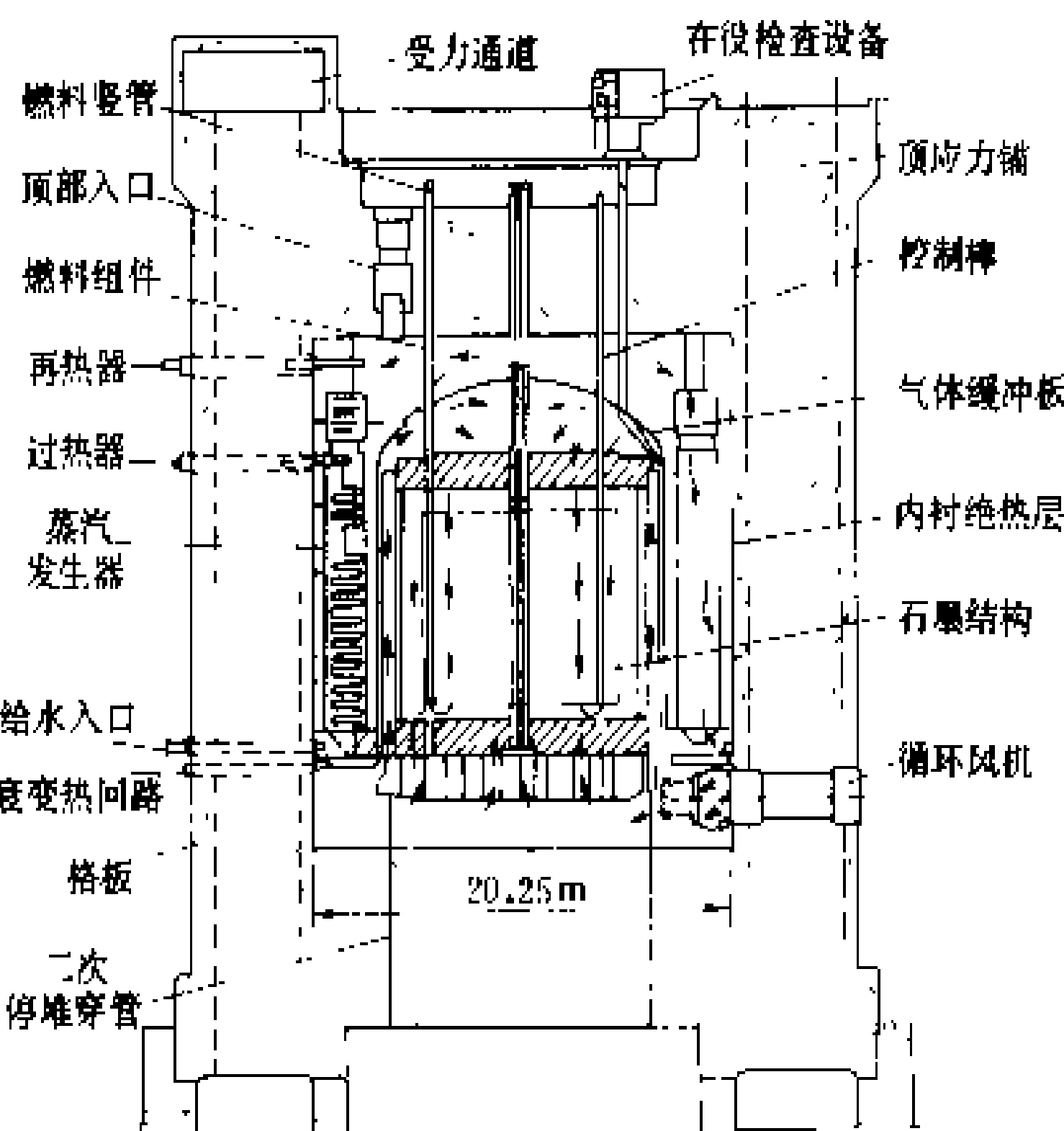
核电厂名称	温茨凯尔 (Windscale)	希舍姆-B (Heysham-B)	邓杰内斯B (Dungeness B)
商业运行年月	1963.3	1988.7	1985.4
热功率(MW)	110	1555	1484
净电功率(MW)	28	615	520
芯部尺寸 高/直径(m)	4.25/4.57	8.29/9.31	8.3/9.4
燃料形式	UO <sub>2</sub> 小柱体	UO <sub>2</sub> 束棒	UO <sub>2</sub> 束棒
燃料富集度(%)	2.5~3.5	2.11~2.77	1.93~2.95
燃料装量(t)	9	113	122.1
平均功率密度 (MW/m <sup>3</sup> )	1.60	2.76	2.58
燃料燃耗深度 (MW·d/tU)	20000	18000	18000
冷却剂压力 (MPa)	1.96	4.27	3.36
冷却剂进/出口 温度(℃)	260/460	292/635	276/673
汽机主汽门前 蒸汽压力(MPa)		16	

续表

核电厂名称	温茨凯尔 (Windscale)	希舍姆-B (Heysham-B)	邓杰内斯B (Dungeness B)
汽机主汽门前 蒸汽温度(℃)		538	
热效率 (%)	30	40	41.8

**简史和现状** 1963年在英国温茨凯尔(Windscale)建造了电功率为28MW的原型堆。从1965年开始成批建造大型的改进型气冷堆。由于建造费用大和发电成本高，不能和轻水堆竞争，到70年代已停止建造。截止1990年底运行中的改进型气冷堆有14座，总功率7620MW，占全世界核电厂反应堆总数的3.3%，总功率的2.3%。

**结构** 图中给出了典型的改进型气冷堆的布置情况。堆芯、蒸汽发生器和循环风机布置在立式圆筒形预



典型的改进型气冷堆布置图

应力混凝土压力容器内，容器内有一个隔热和冷却用的钢衬，保证混凝土的温度低于允许值。容器的保温层由多层陶瓷纤维组成，用一组钢筋和压板加以固定。

堆芯由正六边形石墨堆积的棱柱组成，周围用一个钢套加以固定，活性区上下和四周安装石墨和钢屏蔽层以降低放射性水平，使检修人员能够进入压力容器内进行检查和维修。

作为慢化剂的石墨砖均有上下贯穿的孔道，以便安放燃料棒，同时燃料棒孔道之间也有相应的孔道放置控制棒。停堆棒或称为“黑”棒。它们是由几个管状段连接在一起组成的，其中含有重量比为4%的硼。其余类似的棒用于控制负荷，因为它们的中子吸收较弱，故



称为“灰”棒。

石墨堆芯用气体缓冲围板的钢套固定,其作用是石墨结构物提供再进入冷却,低温二氧化碳气体进入气体缓冲围板内堆芯下部的通道里,大约 30%的气体流量直接通向燃料管道入口,其余(称为再进入冷却流量)向上通过堆芯周围的环形空间,然后往下在燃料组件的石墨套筒和堆芯石墨砖之间的通道中流动,在燃料通道的入口处与直接进入燃料通道入口的气体混合。再进入气体流动的主要目的是冷却慢化剂石墨砖,但也冷却堆芯的其他部分,气体缓冲围板是为了形成再进入气体的流动,同时可防止再进入气体与热气体之间的热交换。

4 台蒸汽发生器设置在气体缓冲围板和压力容器内壁之间的环形空间内,蒸汽发生器是一次通过式,以减少压力容器贯穿管的数目。循环风机设置在蒸汽发生器下面。主蒸汽发生器下面设有一组排出衰变热用的蒸汽发生器,用于反应堆停堆时的冷却。

#### 参考书目

IAEA, Technical Reports Series No235. Status and Prospects for Gas Cooled Reactors. Vienna, IAEA 1984

(徐元辉)

gaowen qilengdui he dianchang

## 高温气冷堆核电厂 (high temperature gas-cooled reactor nuclear power plant, HTGR)

使用石墨慢化氦气冷却的高温反应堆的核电厂。反应堆采用耐高温的陶瓷型涂敷颗粒燃料元件,以化学惰性和热工性能良好的氦气作为冷却剂,用耐高温的石墨作为慢化剂和堆芯结构材料。

**简史和发展前景** 英国从 1956 年起就开始研究发展高温气冷堆技术,1962 年与欧洲共同体合作开始建造热功率为 20MW 的高温气冷试验堆——龙堆(Dragon),1964 年 8 月首次临界,1966 年 4 月达到满功率运行,至 1976 年完成了原先制定的运行和试验计划。以后英国重点转向发展改进型气冷堆(见改进型气冷堆核电厂),停止了高温气冷堆发展计划。与此同时,美国和联邦德国开始积极发展高温气冷堆技术。美国于 1967 年建成电功率为 40MW 的桃花谷(Peack Bottom)实验高温气冷堆核电厂,1974 年 10 月后停堆退役。联邦德国也于 1967 年建成了电功率为 15MW 的球床实验高温气冷堆核电厂(AVR),1974 年将该堆的一回路氦气温度由 750℃ 提高到 950℃,成为世界上运行温度最高的核反应堆,1988 年停堆退役。美国建造的电功率为 315MW 的圣·符伦堡(Fort St. Vrain)高温气冷堆核电厂于 1976 年达到临界,1979 年并网运行。联邦德国于 1971 年开始建造电功率为 300MW 的

钍高温气冷球床堆(THTR-300),1985 年 9 月建成达到临界,1986 年 9 月达到满功率运行,1990 年关闭。

1981 年联邦德国电站联盟(Kraftwerke Union AG, KWU)/国际原子公司(Interatom)和 1984 年美国通用原子公司(General Atomic Company, GA)相继提出了模块式高温气冷堆核电厂设计方案,以其小型化、标准化和具有高度固有安全性为目标,把高温气冷堆核电厂的发展推向一个新的阶段。随后,世界上主要三家发展高温气冷堆的公司分别提出了各自的设计方案。但由于目前全世界整个核能的困境,至今尚未建成该堆型的示范核电厂。截止 1988 年底,运行中的高温气冷堆都已关闭。

典型高温气冷堆核电厂装置情况可参见彩图插页第 26 页 40 图。

根据高温气冷堆核电厂现在的成熟程度和经济性能,有可能在 21 世纪初叶建成实用的高温气冷堆核电厂。

高温气冷堆的主要特点是:①具有高度的固有安全性:由于堆芯功率密度低,热容量大,并具有负反应性温度系数,因此即使在反应堆冷却剂流失事故的情况下,堆芯余热也可依靠自然对流、热传导和辐射传出。同时冷却剂氦气是惰性气体,与结构材料相容性好、氦气中子吸收截面小,难于活化,因此在正常运行时,氦气的放射性水平很低,有利于运行和维修。②燃料循环灵活,转换比高和燃耗深,不仅可以使使用低浓铀燃料,也可以使用高浓铀和钍燃料,实现钍——铀燃料循环。燃料的燃耗深度可高达 100000MW·d/tU,提高了燃料的经济性。③热效率高:由于高温气冷堆出口温度高,可以产生 19.0MPa,535℃ 的高温高压过热蒸汽,配以常规汽轮机组,热效率可达 40%,如果采用高温氦气轮机的直接循环,热效率更可提高到 50%~60%。④用途广泛:高温气冷堆还可提供 900~950℃ 以下的高温工艺气体,用于炼钢、黑色金属生产、煤的气化和液化、氨和甲醇的生产以及轻纺、海水淡化等工业。

**特点** 高温气冷堆除了冷却剂出口温度高外,还采用涂敷颗粒燃料和模块式堆芯结构。

**涂敷颗粒燃料** 图 1(a)所示为高温气冷堆用的涂敷颗粒燃料,它是以直径为 200~400μm 的氧化物或碳化物燃料为核心,外面涂敷 2~3 层热解碳和碳化硅,涂敷厚度约 150~200μm。涂敷颗粒(直径为 1mm 左右)有两种类型,一种称为 BISO 颗粒,采用两层涂敷层,内层是低密度的疏松热解碳层,用以贮存裂变气体,外层是高密度的致密热解碳层,用以承受裂变气体的压力,防止裂变产物进入氦回路;另一种称为 TRISO 颗粒,采用三个涂敷层,即在热解碳的疏松层

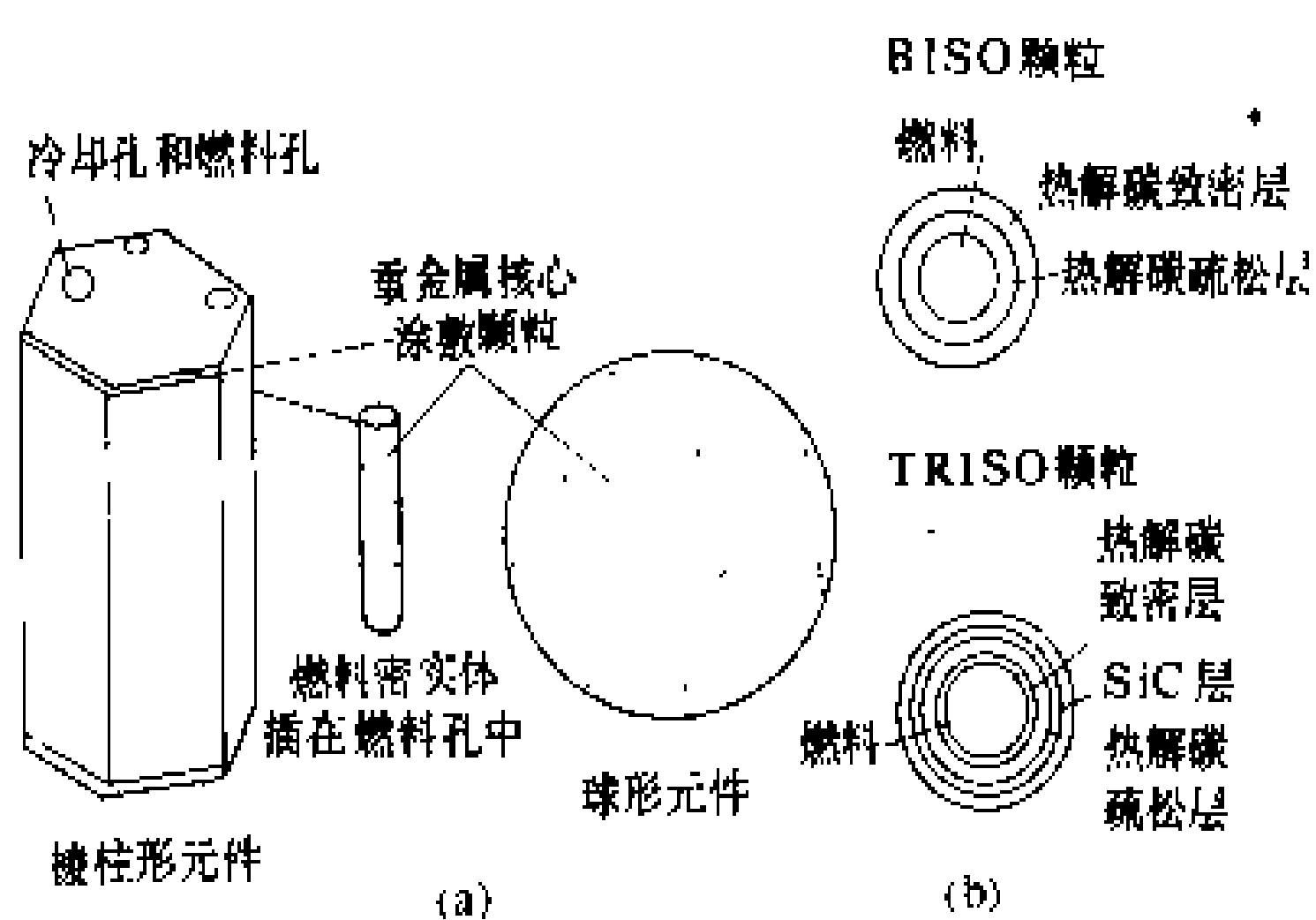


图1 高温气冷堆核燃料  
(a)燃料元件；(b)涂敷颗粒

外的两层致密层之间加一层碳化硅(SiC)层,用以防止金属裂变碎片铀、钚、钍等的扩散迁移。将涂敷颗粒弥散在石墨基体中压制成型或柱状形燃料密实体,制成球形燃料元件或棱柱状石墨燃料元件[见图1(b)]。

**模块式堆芯结构** 模块式高温气冷堆堆芯目前有两种结构型式:

(1)球床堆芯:以计划中的联邦德国 HTR-Module 为例(见图2),堆芯由球形燃料元件和石墨反射层组成。直径 60mm 的球形新燃料元件由堆顶部连续装入堆芯,同时从堆芯底部卸料管连续卸出乏燃料元件。卸出的乏燃料元件经过燃耗测量后,将尚未达到预定燃耗深度的燃料元件再次送回堆内使用,使每个燃料元件的燃耗深度基本一致。反应堆堆芯内装有 360000 个燃料元件球,燃料元件在堆内平均经过 15 次循环,在堆内平均停留时间为 1000 天。反应堆设有两套控制和停堆系统,均设置在侧反射层内。第一套控制棒系统用于功率调节和反应堆热停堆;第二套是小球停堆系统,吸收体小球直径为 10mm 的含碳化硼的石墨球,用于长期冷停堆。

反应堆和热交换器分别布置在各自的钢压力容器内,在反应堆和蒸汽发生器之间由装有高温气体和低温气体同轴管道相连接,形成“肩并肩”式布置,其优点是设备易于装配、更换、维护、检查和修理,有利于高温气冷堆的进一步用于提供高温工艺热。

一组表面式冷却器安装在反应堆压力容器的周围,用于正常运行时散热以及停堆时或事故条件下导出衰变热。

球床堆芯的优点是:①球形燃料元件的设计和制造较为简单;②堆芯内可方便地混合装载适当比例的石墨元件和少量的吸收元件,并可采用不停堆装卸料和实现多次再循环,因而功率分布和燃料的燃耗深度都较均匀;③采用不停堆换料有利于提高堆的可利用率;④燃耗较深。其缺点是:①为实现燃料多次循环而

设置的装卸料系统比较复杂,其可靠性不如常规的停堆换料装置;②反射层更换较难,需用寿命长、耐辐照的高品质石墨。

(2)柱床堆芯:以计划中的美国 MHTGR-350 为例(见图)。反应堆的堆芯由六角形棱柱石墨燃料元件

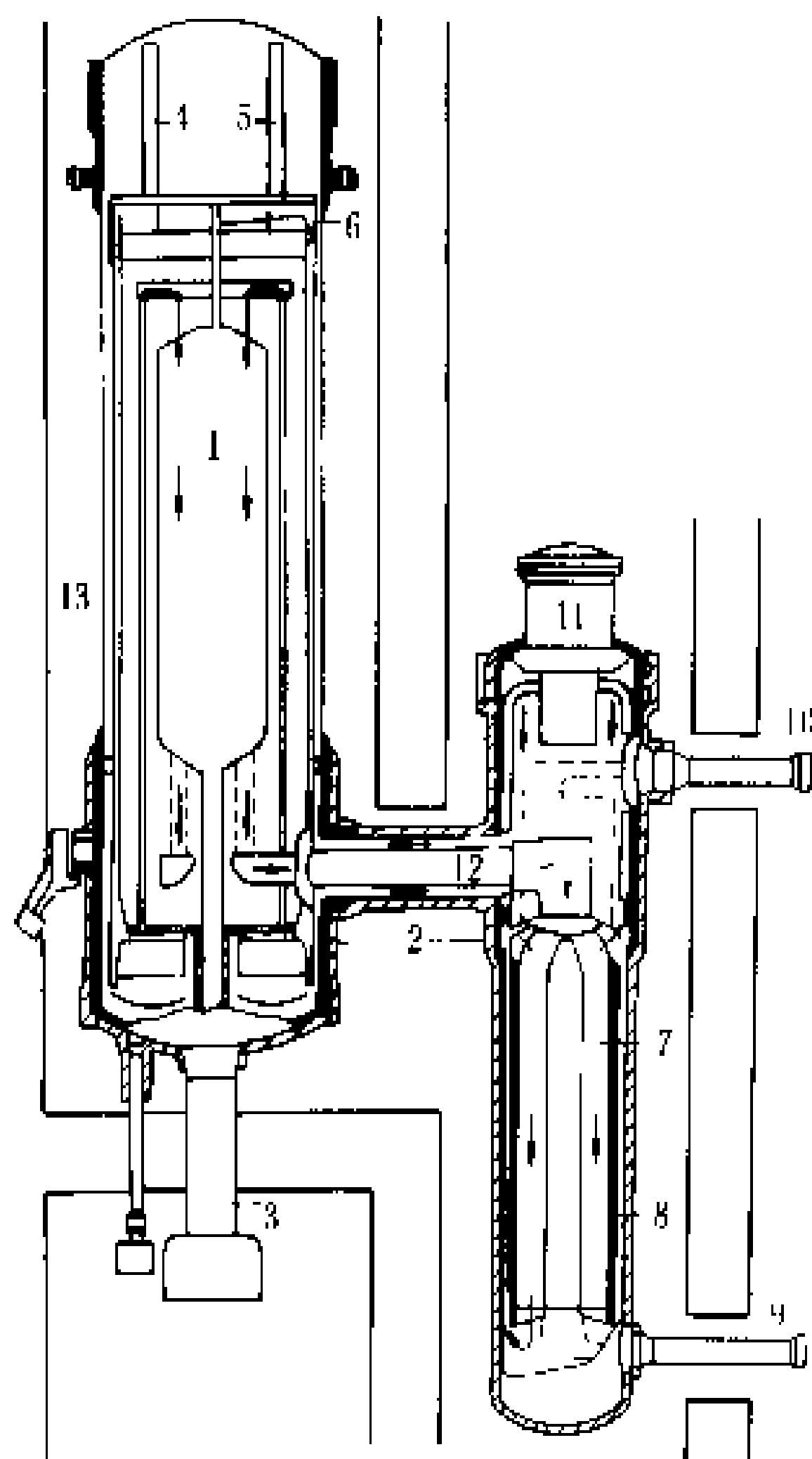


图2 模块式高温气冷堆结构布置图之一

#### 球床高温反应堆

1—石墨球床; 2—压力容器; 3—燃料元件卸出口; 4—小球停堆装置; 5—反射层控制棒; 6—燃料元件装载; 7—蒸汽发生器管束; 8—蒸汽发生器套筒; 9—给水管; 10—新蒸汽管道; 11—一次回路风机; 12—热气管道; 13—表面冷却器

和石墨反射层组成,每个棱柱石墨燃料元件有 210 个燃料孔道,装填直径 12.7mm 长 75mm 的燃料柱体和 102 个直径 15.9mm 的氮冷却剂孔道。未装燃料的石墨棱柱围绕堆芯构成可以更换的内外径向和上下轴向的反射层。永久性的反射层棱柱放在可以更换的石墨块外边。在外反射层中有 24 个控制棒孔道,用于正常运行和功率调节,内反射层中有六个中央控制棒孔道,用于长期停堆。此外,还设有后备停堆系统,可将碳化硼吸收小球落入最内层的 12 个燃料元件的孔道内。此种六角棱柱石墨燃料元件采用停堆换料,一次通过,不再循环。在停堆和检修时,可使用主热阱传输回路,并将二次回路中的蒸汽绕过汽轮机后直接进入凝汽器冷凝。衰变热也可由安装在反应堆压力容器底部的停堆冷却系统排出。当这两个能动冷却系统不能工作时,衰

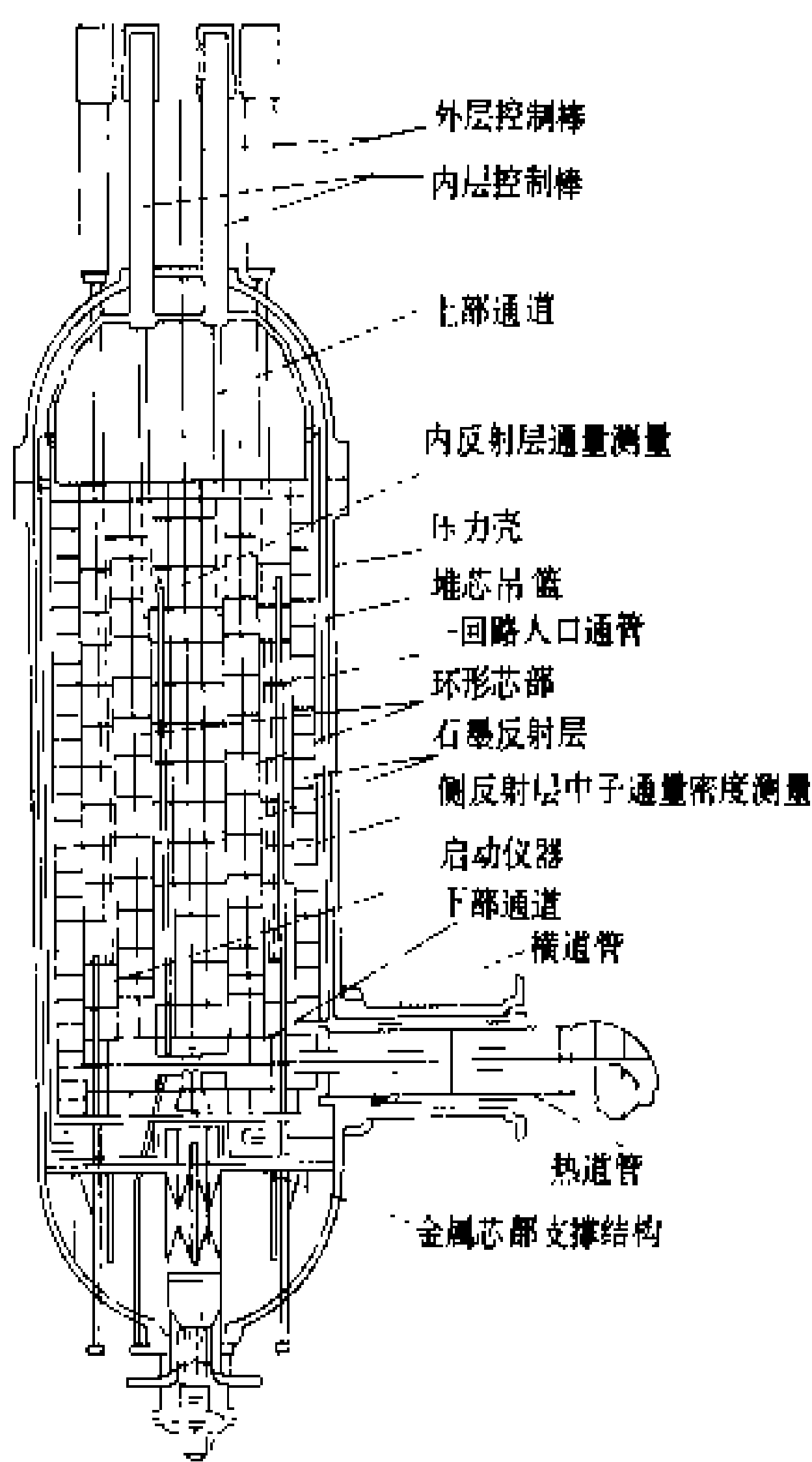


图3 模块式高温气冷堆结构布置图之二  
——柱状高温反应堆

变热也能通过反应堆的空腔冷却系统排出，空腔冷却系统是利用自然对流作用把热转移到外部的。

核蒸汽供应系统也和球床堆 HTR—Module 一样，采用“肩并肩”式布置方案。

柱床堆芯的优点是：①易做成环状堆芯，有利于传热，因而在堆芯尺寸相同的情况下，环状堆芯功率输出约可比圆柱堆芯提高 40%；②柱状堆芯有固定的冷却剂流道，因此氦冷却剂在堆芯内的压力降较小，可减少循环风机的功率；③柱状堆芯的所有部件易于更换，因而对石墨品质的要求（尤其是抗辐照性能）比球床堆芯的石墨要求低；④停堆安全裕度大。其缺点是为了降低堆芯轴向功率峰值因子，需沿轴向装载不同含铀量的燃料元件，为此需采用富集度为 19.9% 的加浓铀加上钚的燃料，这对一次通过式燃料循环来说，经济性较差。

高温气冷堆的主要参数见表。

模块式高温气冷堆主要参数表（设计值）

类 型	球床堆 (HTR—Module)	柱床堆 (MHTGR—350)
热功率 (MW)	200	350
净电功率 (MW)	78	134

续表

类 型	球床堆 (HTR—Module)	柱床堆 (MHTGR—350)
热效率 (%)	39	38.4
堆芯尺寸 (高/直径, m)	9.6/3	7.93/1.65 (内) 3.49 (外)
平均功率密度 (MW/m <sup>3</sup> )	3	5.9
燃料组份	二氧化铀	碳化铀+钚
燃料装量 (t)	2.4	1.73 (铀)
燃料富集度 (%)	7.8	19.9
燃料燃耗深度 (MW·d/tU)	80000	92200
氦冷却剂压力 (MPa)	6.0	6.39
氦冷却剂进/出口温度 (°C)	250/700	259/687
汽机主汽门前蒸汽压力 (MPa)	17.0~19.0	17.1
汽机主汽门前蒸汽温度 (°C)	530	542
换料方式	连续换料	停堆换料
反射层石墨设计寿命 (年)	40	3

#### 参考书目

IAEA, Technical Reports Series No235, Status and Prospects for Gas Cooled Reactor, Vienna; IAEA, 1984

(徐元辉)

gaowen qilengdui ranliao yuanyuan zhizao

**高温气冷堆燃料元件制造** (fabrication of fuel element for HTGR) 高温气冷堆燃料元件是包覆颗粒燃料弥散在石墨基体中的全陶瓷型元件，它的基本组成单元是包覆颗粒燃料（图 1）。高温气冷堆燃料元件有球形和棱柱状两种形式（图 2）。高温气冷堆燃料元件的制造一般包括燃料芯粒制备、燃料芯粒包覆和元件制造三个步骤。

**燃料芯粒制备** 用粉末冶金干法或化学湿法制造铀、铀—钚或钚氧化物，或碳化物燃料芯粒（直径 200~600μm 的陶瓷微球）的过程。早期欧洲龙计划 (Dragon Project) 发展了干法工艺，现工业上采用溶胶凝胶法 (湿法)。湿法与干法相比，具有工序少、无粉尘、适于远距离操作、得到的微球质量好和尺寸分布窄等优点。

(1) 溶胶凝胶法：把含铀、铀—钚或钚的胶体溶液（溶胶），通过机械方法分散成形，经凝胶反应得到凝胶

微球,再经洗涤、陈化、干燥、煅烧和烧结等工序制造燃料芯粒。按照凝胶过程的反应类型有内凝胶法和外凝胶法两种。内凝胶法的溶胶中,已含有凝胶化学反应的所有必要试剂,如硝酸铀酰、尿素和乌洛托品。该溶液是弱酸性,在室温下不稳定。当把处于低温( $<10^{\circ}\text{C}$ )的这种溶胶通过振动喷嘴向  $90^{\circ}\text{C}$  硅油中分散成形时,几秒钟内即发生水解反应,生成  $\text{UO}_2(\text{OH})_2$  凝胶球。外凝胶—沉淀法的溶胶中,如含有硝酸铀酰、有机添加剂和聚乙烯醇,只有把它向氨中分散成形时,才能发生凝胶反应。凝胶反应首先在液滴表面开始,再向内部发展。为了得到碳化物燃料陶瓷微球,在溶胶中需预先加入碳黑。

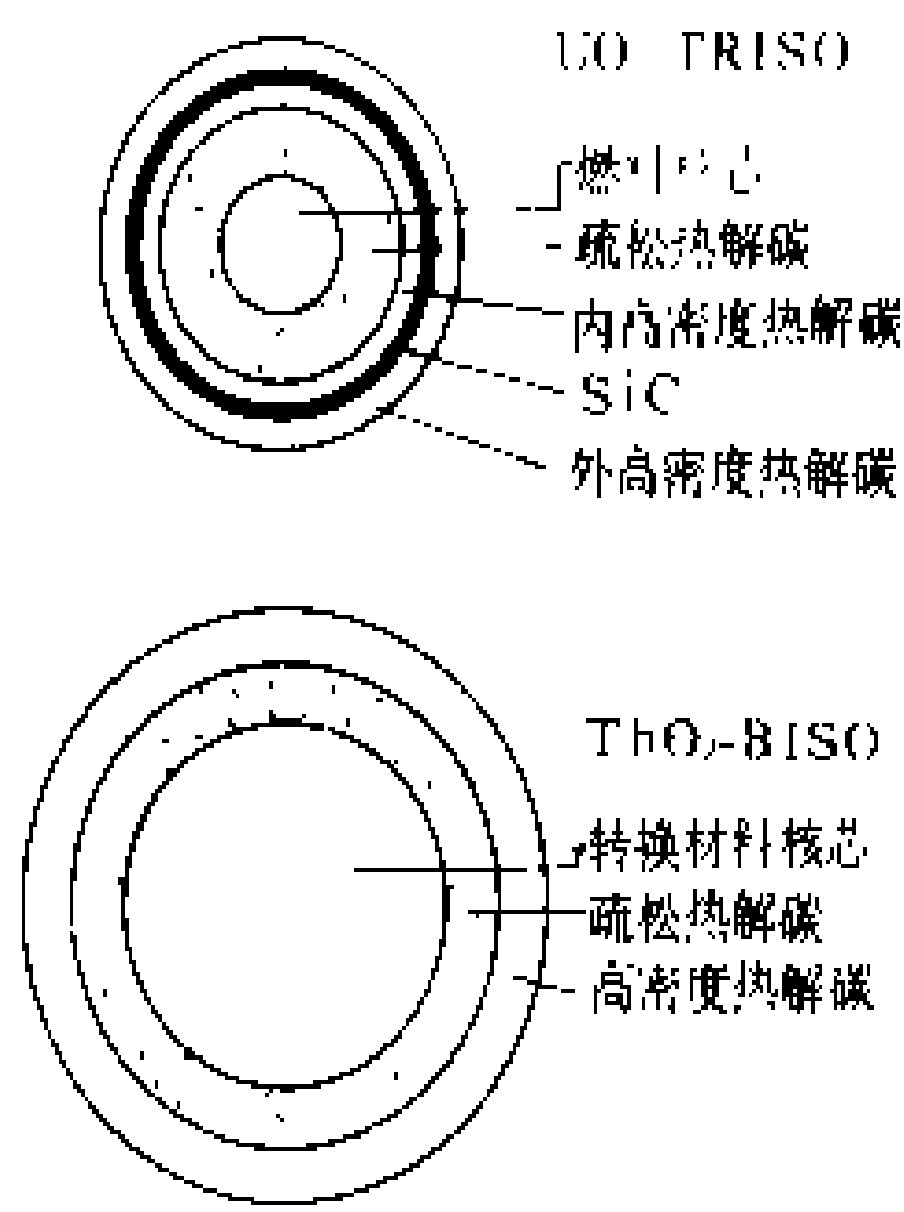


图1 包覆颗粒燃料

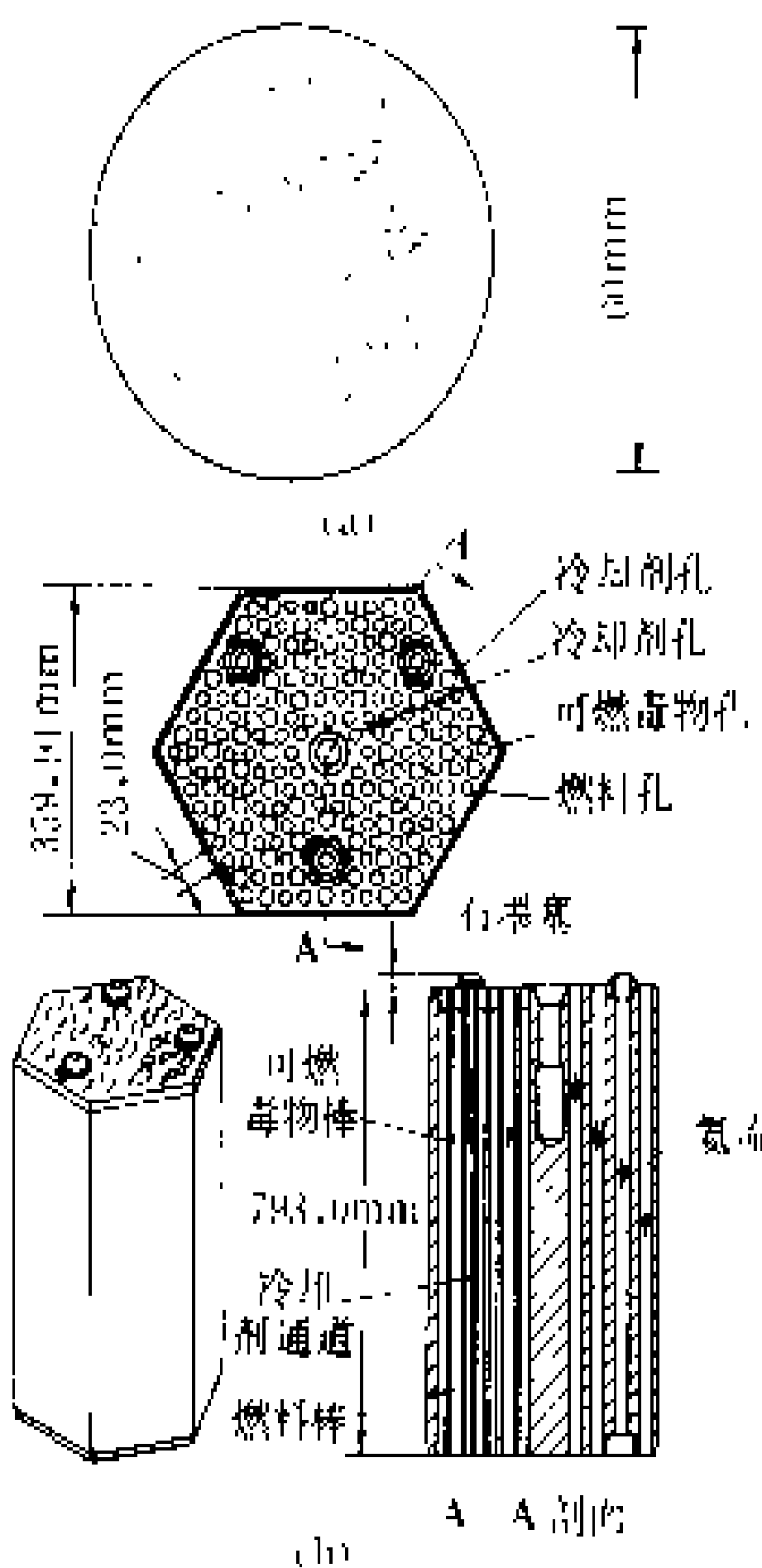


图2 高温气冷堆燃料元件  
(a)球形燃料元件;(b)棱柱形燃料元件

(2)粉末冶金干法:把  $\text{UO}_2$ 、 $\text{U}_3\text{O}_8$  或  $\text{ThO}_2$  粉末和碳黑按一定比例混匀后加入粘结剂,混匀后经团聚过程制粒,成球粒子。再经干燥、煅烧和烧结得到氧化物芯粒。为了得到碳化物芯粒,需在上述氧化物—碳黑团聚粒子表面再团聚厚约  $100\mu\text{m}$  的碳黑,通过加热促成向碳化物转变,最后在高温下(约  $2500^{\circ}\text{C}$ )熔化成形。

燃料芯粒包覆 燃料芯粒在流态床内,在载气作用下呈流态化状态,通过沉淀气体(碳氢化合物类)在高温下热解,在其表面沉积碳或碳化硅的过程。载气一般为  $\text{Ar}$ 、 $\text{H}_2$  或它们的混合物。有两种常用的包覆颗粒燃料:三层的 BISO 颗粒和四层的 TRISO 颗粒(图1)。常用的包覆层有三种:疏松热解碳、高密度低温各向同

性热解碳和碳化硅。改变包覆条件(沉积气体的组成和分压、包覆温度、流态床中颗粒的表面积等)可以得到上述不同的包覆层。

(1)疏松热解碳( $\rho \approx 1.2\text{t}/\text{m}^3$ ):用乙炔( $\text{C}_2\text{H}_2$ )在  $1400\sim 1500^{\circ}\text{C}$  下沉积而成。乙炔在载气  $\text{Ar}$  中的浓度为  $66\%\sim 75\%$ (体积)。

(2)高密度低温各向同性热解碳( $\rho \approx 1.8\sim 2\text{t}/\text{m}^3$ ):用丙烯( $\text{C}_3\text{H}_6$ )在  $1250\sim 1370^{\circ}\text{C}$  下沉积而成。丙烯在载气  $\text{Ar}$  中浓度为  $10\%\sim 20\%$ (体积)。沉积高密度高温各向同性热解碳采用甲烷( $\text{CH}_4$ )沉积气体,沉积温度较高( $1800\sim 2100^{\circ}\text{C}$ )。从制造和辐照稳定性观点出发,低温各向同性热解碳较好,但它对金属裂变产物  $\text{Cs}$  等滞留能力低。因此 BISO 颗粒用高温各向同性热解碳;TRISO 颗粒一般用低温各向同性热解碳。

(3)碳化硅:用三氯甲烷( $\text{CHCl}_3$ )在  $1500\sim 1700^{\circ}\text{C}$  下沉积而成。三氯甲烷在载气  $\text{H}_2$  中的浓度约为  $1.1\%$ (体积)。

球形燃料元件制造 联邦德国发展的球床高温气冷堆使用球形燃料元件。球形燃料元件的直径为  $60\text{mm}$ ,燃料区的直径为  $50\text{mm}$ 。球形燃料元件的制造采用橡胶模,冷半(准)等静压工艺,一般分石墨基体粉末制备、包覆颗粒“穿衣”、球芯预压、终压成型和热处理五道工序。

(1)石墨基体粉末制备:按一定比例,把天然石墨粉、人造石墨粉和粘结剂热塑性酚醛树脂(体积百分比分别为  $64\%$ 、 $16\%$  和  $20\%$ )混合,经混捏、干燥、粉碎和筛分等工序制得石墨基体粉末。

(2)包覆颗粒“穿衣”:用糖衣机(一种药用机械)在包覆颗粒表面团聚一层  $100\sim 200\mu\text{m}$  厚的石墨基体粉末。此工序的目的,一是使包覆颗粒在石墨基体中分布均匀,二是防止压制时包覆颗粒互相接触,以减少破损率。

(3)球芯预压:把“穿衣”过的包覆颗粒和石墨基体粉末混合,采用橡胶模半(准)等静压工艺,在较低压力( $3\text{MPa}$ )下预压燃料为球芯。

(4)终压成型:采用橡胶模半(准)等静压工艺,在  $300\text{MPa}$  压力下把石墨基体粉末压制到球芯外面,成为球形燃料元件。再经 X 射线在线检验,并车削成半成品。

(5)热处理:包括①在  $800^{\circ}\text{C}$   $\text{Ar}$  气保护下使树脂焦化和②在  $1900^{\circ}\text{C}$  左右真空中除气和纯化。

棱柱形燃料元件制造 美国通用原子公司(General Atomic Company, GA)发展的高温气冷堆采用此种元件。棱柱形燃料元件由一块六角石墨棱柱构成,高  $793\text{mm}$ ,对边距  $360\text{mm}$ 。它上面有 204 个孔道,其中 72 个是冷却剂通道,冷却剂通道周围有 6 个燃料孔



道，内装燃料棒〔图 2 (b)〕。制造分混料、注塑成型、元件装配和热处理四道工序。

(1)混料：把包覆颗粒称量后放入金属模中形成颗粒床。

(2)注塑成型：把石墨粉（重量约占 30%）和热塑性有机粘结剂（煤沥青或石油沥青）混合，在加热情况下注入颗粒床，制得燃料棒。

(3)元件装配：把燃料棒插入石墨棱柱块的燃料孔道内。石墨棱柱块由近各向同性石墨（H-327，H-451）机加工制成。

(4)热处理：把装配好的棱柱块在 1800℃碳化和除气。

联邦德国根据球形燃料元件制造的经验，发展了单块棱柱形元件的整体压制工艺，即把预压成型的燃料棒插入预压成型的棱柱块的孔道内，然后整体压制。

细棒—块形元件制造 这种元件在结构上属棱柱形元件，最早为英国提出，日本准备在超高温气冷堆（VHTR）中使用。它的燃料棒由环状燃料密实体装在石墨套管内构成。环形燃料密实体的制造工艺类似于球形元件，不同的是采用金属模温压（150℃）工艺。

（邱学良）

geren jiliang jiance

个人剂量监测 (individual monitoring)

指用职业工作人员个人佩带的剂量计进行的测量或对其体内及排泄物中放射性核素种类和活度所作的测量，以及对测量结果进行的分析和解释。监测的主要目的是对主要受照射的器官或组织所接受的平均剂量当量或有效剂量当量作出估算，进而限制工作人员个人接受的剂量当量，并且证明工作人员接受的剂量当量是符合有关国家标准的。附加目的是提供工作人员所

受剂量当量趋势和工作场所条件以及有关事故照射的资料。

个人剂量监测可分为常规监测、操作监测和特殊监测三种不同类型。常规监测用于连续性作业，目的在于证明工作环境和条件安全的，并且也证明没有发生需要重新评价操作程序的任何变化。操作监测是当某项特定操作开始时进行的监测。这种监测特别适用于短期操作程序的管理。特殊监测是在异常情况发生或怀疑发生时进行的监测。

依据工作人员受照射的情况，个人剂量监测可分为外照射个人剂量监测和内照射个人剂量监测。

外照射个人剂量监测 根据工作人员的工作性质、接受剂量的大小、剂量计的灵敏度和衰退特性等确定外照射个人剂量监测周期。对剂量计的基本要求是，应能对正常和异常操作情况下所有可能遇到的各种辐射、能量、剂量当量和剂量当量率都能以适当的准确度估算出所接受的剂量当量。关于剂量计佩带的位置，若使用一个剂量计，则剂量计应佩带在代表躯干表面受照射最强的部位处。四肢特别是手部受照剂量较大时，需要佩带附加的剂量计。在高照射量率辐射场的短期照射时，工作人员要佩带几种个人剂量计，特别需要佩带报警剂量计。用于监测β、X、γ辐射最常用的个人剂量计有胶片剂量计，辐射光致荧光玻璃剂量计和热释光剂量计。袖珍剂量计和报警剂量计作为外照射个人剂量监测的辅助手段。最常用的三种个人剂量计的主要性能列于表中。

对于中子个人剂量监测，除热中子个人剂量监测外，中能中子和快中子个人剂量监测在技术和应用方面还存在一定的困难。中能中子和快中子个人剂量监测目前采用诸如反照率中子个人剂量计，核乳胶快中子剂量计和固体径迹中子剂量计。由事故引起的高中子剂量依据测量人体内的中子感生放射性活度并利用

三种常用个人剂量计的主要性能比较

剂量计性能	胶片剂量计 (X光胶片)	辐射光致荧光玻璃剂量计 (偏磷酸盐玻璃)	热释光剂量计 (LiF)
辐射类型	β、X、γ和热中子	X、γ和热中子	β、X、γ和热中子
剂量测量范围 (10 <sup>-2</sup> Sv)	0.05~15	0.05~2×10 <sup>3</sup>	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> (主峰)
光子能量响应 (与 <sup>60</sup> Co-γ辐射比较)	80keV 以上与能量无关 (1mmSn过滤)	40keV 以上与能量无关 (两块玻璃分别包 1mmSn 和 1mm 塑料)	30keV 左右为 30% (无过滤下)
探测器对 50keV 辐射角响应	大	小	小
衰退情况	明显	很小	很小
环境影响	受温度、湿度、压力和化学等因素影响大	小	小
测量的物理量	密度	荧光强度	热释光强度
重复测试	能	能	不能 (除采取特殊措施外)
重复使用	不能	退火后，能	退火后，能

有关中子能谱资料进行粗略估计。

**内照射个人剂量监测** 首先应深入了解和分析操作放射性物质的工作场所、工艺特点、物料特性以及操作人员的技术熟练程度等情况；结合工作场所监测资料，确定出有害因素和需要进行监测的放射性核素的种类。经验表明，对操作大量气态和易挥发放射性物质的工作人员、工作场所经常受到污染条件下从事核燃料处理和加工的工作人员、铀和其他超铀元素处理以及大量放射性核素的生产和操作的工作人员，应当进行体内放射性物质污染的常规监测。当可能发生明显的放射性核素摄入，或者已涉及到有可能明显地摄入放射性物质的事故时，应当进行特殊监测。根据工作人员的工作条件，操作量大小，放射性核素的种类和物理化学性质，内照射监测方法的灵敏度或探测下限，工作场所发生事故释放的可能性，工作人员先前体内放射性核素的沉积量以及人体内放射性核素的代谢规律等确定常规监测的频度。根据各种元素及其化合物在人体内的代谢规律，辐射性质等确定采用内照射检验方法。

**内照射检验方法** 主要有生物检验和体外直接测量两类。生物检验是利用化学分析程序和物理测量方法相结合的方法，对包括入尿、粪便、呼出气和鼻腔擦拭样品中放射性核素含量进行测量。尿样比较容易收集，尿中放射性核素的含量可以同体内含量联系起来，因此尿样中放射性核素含量分析测定是最常用的方法。体外直接测量包括利用全身计数器、肺部计数器、甲状腺计数器以及伤口探测器进行测量。此外，采用个人空气取样器测量放射性气溶胶和氡及其子体的吸入量，也是一种个人内照射监测方法。对于核电厂工作人员内照射个人监测，主要采用简易的全身计数器和甲状腺测量装置。根据有关摄入放射性核素的物理化学性质，摄入时间、摄入方式以及放射性物质在人体内的代谢模式等资料，结合监测数据，估算出各器官或组织的待积剂量当量，进而估算出个人所受的待积有效剂量当量。

**职业照射工作人员所受的剂量当量**是由所有有关源和实践造成的内、外照射剂量之和。根据辐射防护最优化原则和个人剂量评价指标，对工作人员接受的剂量作出解释和评价。（见辐射防护评价）

#### 参考书目

- 李德平、潘自强主编，辐射防护手册，第二分册  
辐射防护监测技术，北京：原子能出版社，1988  
龚德荫译，国际放射防护委员会第35号出版物，  
工作人员辐射防护监测的一般原则，北京：原子能出版社，1986

（董柳灿）

gongcheng fuwu

**工程服务** (engineering services) 核电厂的厂址选择、工程设计、技术服务、安全分析、采购、质量保证、项目管理及施工管理等活动的统称。在建造一座大型商用核电厂的过程中，工程服务的总工作量一般不少于300~500万人·时，其中，用于现场外和现场内的，大致各占2/3和1/3（低层次分包商所消耗的在外）；其费用往往达到全部建造费用的15%~20%。参与工程服务的工程技术人员的人数，在高峰期內，现场外的约为400名，现场内的为200名。

**项目管理** 在核电厂工程建设中起全面指挥和协调作用的工作。在采取交钥匙合同的条件下，项目理由总承包商负责；在采取大块分包合同或零散分包合同的条件下，则由业主自行负责或委托工程设计公司代理。项目管理是对于工程的成败具有关键作用的活动，因此，不论采取何种合同方式，业主必须建立自己的项目管理机构，以对工程的实施进行监督和控制，并在开始进行订购核电厂设备的活动时即履行其职责。业主的项目经理应具有足够的工程经验，其属下的人员应以业务骨干为主。为加强项目管理，业主可聘用熟悉合同商产品和组织的咨询工程师作为辅助力量，但不能授予决策权，而必须置之于业主的直接控制和监督之下。（见项目管理）

**厂址选择** 包括厂址条件的制定，厂址勘查和编制有关文件等。根据业主意图，对各厂址收集数据进行勘察，比较筛选，推荐一个或二个可行厂址，供业主选择，编制《厂址选择报告》和《环境影响报告》报送政府有关机构审批。（见厂址选择）

在进行厂址选择的同时，编写可行性研究报告，对电站规模、资金来源、厂址情况、风险分析和经济效益进行论证分析，由电厂业主报送有关政府机关审批。

**工程设计** 包括不同阶段的设计及其审查，编制送交核安全管理机构审批的文件，如各阶段的《安全分析报告》，制订设备和部件订货的技术规格书（technical specification），制订施工和调试中的技术支持文件，以及完成竣工图等项活动在内的技术服务。初步设计（preliminary design）在订购核电厂系统时应由业主负责提供图纸；技术设计（technical design）和施工图（detailed engineering）通常系由主要承包商和工程设计公司负责。一般来说，在兴建第一座核电厂时便可利用本国的力量分担部分设计任务。一种可行的方式是以本国的设计单位作为交钥匙承包商或主要承包商的分包商，在主要承包商的指导下，完成土建部分和配套部分的施工图。

**质量保证** 为保证核电厂建设能达到预期的质量要求所实施的一系列有计划系统化活动。它贯穿在

核电厂整个建设过程中,包括编制质量保证大纲、设计、采购、土建安装以及检查和试验等。(见质量保证)

**采购** 从制订采购计划,经过制订技术条件、订货和签订合同以及制造和现场施工中质量保证的跟踪(quality assurance follow-up),直至最终验收为止的全过程。(见采购)

#### 参考书目

IAEA. STI/DOC/10/217 Guidebook on the Introduction of Nuclear Power. Vienna: IAEA, 1982

IAEA. Technical Report Series No. 281. Developing Industrial Infrastructures to Support a Programme of Nuclear Power. Vienna: IAEA, 1988

(左 湖)

gongcheng sheji

**工程设计 (engineering design)** 核电厂建设属高科技工程项目,涉及多种学科和专业,因此需要由核工程和电力工程等不同专业的设计单位来共同承担核电厂的工程设计任务。核电厂工程设计的任务一般可由业主通过招标选择和优化组合有能力的设计院共同承担,业主可以(或聘请有能力的咨询公司作为顾问)负责各设计院之间的分工和接口管理,也可通过招标确定某一设计公司负责整个设计任务,由它负责各设计院之间的接口问题。业主还要负责组织工程设计各阶段的审批工作,协调工程设计与设备订货和现场施工之间的接口,使工程设计在合理性、经济性和先进性方面达到预期要求。

设计院根据所批准的可行性研究报告和计划任务书的内容,进行核电工程项目的初步设计、技术设计和施工图设计三个阶段的设计工作。

**初步设计** 根据可行性研究报告和计划任务书的内容进行。在遵照有关法规、导则和标准的前提下结合收集整理后的厂址数据进行方案优化设计。

初步设计的目的在于:①确定厂区面积,划定征地移民范围,以便进行前期工程准备工作;②选定设备的技术参数,为设备制造提供依据;③编制工程总进度文件,划定施工区的规模和区域,为施工单位进场作准备;④提出核电厂投产后的运行编制和组织机构,为业主招聘人员和生产准备提供依据。

初步设计的内容包括:①接入电力系统的设计,选定运行方式和电网连接方式;②反应堆堆芯的物理和热工设计,经过初步计算,根据发电容量选定核蒸汽供应系统的技术参数,进行核供汽系统、核辅助系统、三废处理系统的设计和保证反应堆安全的安全保障系统的设计,按照标准和规范对核岛各系统的设备、管道、

阀门划定安全等级和质量保证等级以及地震等级;③汽轮机汽水系统和回热系统的设计,循环水冷却方式和规模的设计;④发电机出线回路、升压回路和厂用电系统设计;⑤全厂总平面布置的设计,确定配套设施子项和规模;⑥根据工艺系统的要求进行各类厂房和设备基础的上建设计;⑦施工组织设计;⑧运行组织设计;⑨工程概算。

在初步设计过程中,如果可行性研究阶段所作勘察的厂址数据不能满足初步设计要求时,可能还要在原有基础上,作补充勘察工作。

鉴于重型核设备和汽轮发电机的制造技术复杂、加工周期长,在此阶段应与制造该设备的工厂初步接触,在技术选择上达成默契,免得返工。

初步设计上报国家主管部门并得到批准后,工程设计单位根据国家核安全当局颁布的民用核设施安全监督管理条例的规定要求,受业主委托编写“初步安全分析报告”;根据国家环保当局的要求,编写“环境影响报告(设计阶段)”。在浇灌第一罐混凝土之前一年,业主将此两报告分别报送国家核安全当局和国家环保当局,申请建造许可证。

**技术设计** 技术设计的目的是在批准的初步设计技术方案和技术原则的基础上,进一步深化的工程设计,通过详细的计算和比较,确定各个系统和设备的功能参数,设备安装位置和管道、电缆走向,以及各类厂房的建造尺寸,为设备订货和材料订货提供详细的技术规范书,同时也为下一阶段施工详细设计提供准确依据。例如:进行反应堆堆芯的详细物理、热工计算,建筑物和安全有关系统(含设备)的抗震计算,大型管道和设备的应力计算;把原来是方案性的设计具体化,成为现实可行的设计;可能还伴有必要的工程验证性试验。对某些材料、设计方案、部件性能可靠性或使用期限进行验证。必要时还要修正工程概算。

**施工图设计** 在批准的技术设计文件的前提下开展施工图设计,施工详图是现场施工的唯一根据,施工单位要严格按照施工图施工。绘制各种建筑物的建筑结构详图,设备和管线的安装详图,电缆走向和接线详图,室外工程的施工详图,编制全部设备材料明细表和施工预算。

**设计文件** 核电厂工程设计文件数量庞大,种类很多。特别是核系统设计部分,由于核安全的原因,要求十分严格。按文件种类划分,有设计文件、制造文件、施工文件、调试文件和运行文件等:

(1) 设计文件:在核设计过程中产生的文件,是整个核电厂各系统设计和设备设计的依据:如①核设计报告;②水力热工设计报告;③辐射释放计算数据;④正常运行时,废气和废液的排放量;⑤辐射屏蔽设计报

告;⑥假想管道断裂事故下的水量和能量释放;⑦管道断裂事故下安全壳的压力和温度;⑧水化学准则和规范;⑨核供汽系统瞬态设计文件;⑩核供汽系统运行参数;⑪机电设备等级分类表。

在核设计的基础上,进行主系统和辅助系统设计,在每个系统设计完成后,都应系统为单元形成某系统的设计手册,详细叙述该系统的参数、功能、运行要求、控制方式、安全分析、定期试验要求、设备清单、流程图、供电图和仪表图等。

(2) 制造文件:对重要的非标准生产的核设备,为便于制造厂设计和制造,负责工程设计的单位须向制造厂提交某一设备的技术规范书,详细说明该设备的各种参数、材料的型号(严格控制的合金元素)、设备设计和加工要点、采用的标准和技术要求等。

对核设备制造中的清洁度、运输、油漆,都有特殊要求。工程设计单位向制造厂所提供的文件中应明确所采用的规范或提供技术程序。

(3) 施工文件:除了必要的土建施工图、设备布置图、管道和支架预制图、通风管和保温层的预制图以及各种安装图外,在施工文件中还必须对核厂房和核设备安装的某些特殊要求加以明确,甚至要详细交代安装方法和采用的特殊工具,以及制造文件中叙述到的清洁度、吊装、运输、油漆的要求在安装中也同等适用。

(4) 调试文件:工程设计单位向业主提供调试大纲和各种试验程序。

(5) 运行文件:工程设计单位向业主提交设备运行和维修手册,原则性的运行规程,系统的定期试验程序,整定值手册,系统报警手册,在役检查大纲,反应堆压力容器辐照监督计划文件,水化学分析手册和氧化分析手册等。

经过技术设计、设备订货和制造,各系统参数都已经比较落实,工程设计单位就可对“初步安全分析报告”和“环境影响报告”加以修改,并补充原来两个报告中尚未涉及的内容,形成“最终安全分析报告”和“环境影响报告(装料阶段)”,在核电站装料前一年,上述两个报告要报送国家核安全当局和国家环保当局审批。

(沈俊雄)

gongzuo changsuo fushhe jiance

**工作场所辐射监测** (radiation monitoring of the work-place) 为工作人员提供工作环境和与其从事的操作有关的辐射水平的数据而进行的监测。

工作场所监测的主要目的是:①确定工作场所辐射水平,确认安全程度;②为估计在场工作人员可能受到的照射和工作场所安全评价提供基础资料;③及时

发现污染事件和事故征兆,以便及时采取对策,防止污染扩散或事故扩大。工作场所监测的实施大体可概括为常规监测、操作监测和特殊监测等几种不同类型。

常规监测是一种确认性质的监测,同连续作业相联系,目的在于表明工作环境对连续操作来说是恰当的,并未发生需要对操作程序作重新评价的变化。可使用连续工作的固定式场所监测仪,以判断是否发生异常或紧急情况。操作监测则是对特定操作进行检查或为某项操作行动的决策提供必要依据所进行的监测。特殊监测主要针对下述两种场合:①为恰当地监控工作环境所必需的资料尚不够充分;②有可能发生事故或怀疑发生了事故的操作。特殊监测的目的在于为辐射防护和决定操作程序提供更详尽的资料,因此特殊监测应当有明确的目标和期限,一旦目标已达到,就可由常规监测或操作监测来取代。

工作场所监测的资料还可用来鉴定操作过程和设计特性的优劣,并为工作场所的分区和个人监测计划的制定提供依据。

根据监测对象,工作场所监测包括外照射监测、表面污染监测、空气污染监测等内容。

外照射监测 选用适当的辐射监测仪表,对工作场所进行的巡测,目的在于确定辐射场水平,检查工作场所外照射控制效果,鉴定操作程序的合理性,控制工作人员在现场停留时间和空间,并为个人剂量监测的必要性提供依据。

监测计划的制定,对于常规监测:①任何能产生辐射的新装置交付使用或现有装置发生或可能发生重大变化时(如反应堆或临界装置的起动或关闭后重新启动),必须巡测其周围区域;②常规监测的频率取决于工作场所辐射水平预期的变化,若辐射场不易变化,只需一般性巡测,若易变化则应预先选定监测点进行周期性监测;③如果工作场所辐射水平有突然迅速增加的倾向,且其变化的严重程度又难以预料,则需在工作场所设置可连续工作具有报警功能的监测系统。对于操作监测,监测方案的制定在很大程度上取决于所进行的操作对辐射场的影响。如果操作本身对辐射场的干扰不大,只对工作人员所在区域的剂量当量率进行巡测即可,但每次操作前均应巡测。若操作本身对辐射场影响很大,则需对整个操作过程进行一系列的测量。 $\beta$ 辐射场易受操作程序的影响,对 $\beta$ 、 $\gamma$ 混合辐射场要注意操作监测引起 $\beta$ 、 $\gamma$ 剂量率比值的变化。

表面污染的监测 为检查工作场所设备、工作台、地面、墙壁、工作人员体表和工作服等表面是否有放射性物质污染而进行的监测。主要目的为:①及时发现污染事件,以便采取相应的措施,防止污染扩散;②检查污染控制措施是否有效,操作是否违反规程;③确定表



面沾污水平,为采取去污措施提供依据;④为制定个人和空气监测计划或修改操作程序提供必要的资料。

表面污染监测方案的设计要能满足下述目标:①根据工作场所的实际状况和经验确定监测周期和监测方法。可以用直接或间接监测方法对场所内具有代表性的表面进行监测。②对于缓慢扩散的污染,要定期检测清洁工具、工作鞋、手套等具有代表性的物件表面。③对可能发生大量或急剧扩散的污染的工作场所,必须在出口两侧均设监测点,以确保工作人员离开工作场所时无污染或沾污水平低于控制水平。④操作监测是常规监测的补充。在操作过程中及操作结束后,测量与操作相关的设备表面或物件表面,有助于控制污染的扩散。操作监测还包括检查移出工作场所的物件。⑤在使用密封源的工作场所,若密封源有可能泄漏,必须定期地检查源的密封性,一般用擦拭法测量表面污染。检查的周期取决于源的等级和使用的情况。

空气污染的监测 确定工作场所放射性气体和气溶胶浓度所进行的监测。吸入气载放射性物质是工作人员受到内照射的主要途径,因此监测空气污染是控制内照射的重要措施,其主要目的是发现意外气载放射性污染,以便及时采取对策,并为制定内照射监测方案和调查或估算群体摄入量上限提供资料。

关于监测方案的制定,要考虑以下几个方面:①在操作大量放射性气体、挥发物的场所和经常污染空气的操作岗位,如铀的开采、冶炼,钚及其它超铀元素的处理,都应进行常规监测;②在工作场所若干个选定的能代表工作人员呼吸带的位置设置采样器,根据采集的样品中的活度确定空气中放射性浓度,取样数目和周期根据空气放射性浓度的变化而定;③为了估算个人的摄入量,必要时工作人员要佩戴个人采样器;④为探测意外的气载放射性污染,在工作场所可设置连续采样的监测系统。

监测结果的分析 工作场所的外照射监测只能给出辐射场性质和辐射水平随空间和时间的变化。由于工作人员在场所内活动方式难以控制,因此监测资料用于估算工作人员器官或组织的剂量当量有一定困难,但可作一些简化的假设,例如,在辐射水平足够低的场所,假定工作人员在工作期间始终处于场所内剂量当量率最高处,于是可以估算出可能接受的剂量当量上限。此时不需要限定工作人员在场所内活动的时间;如果场所辐射水平很高,则必须限定工作人员在高剂量率区域的活动时间。对操作监测的评价往往是针对特定的工作时间进行的,在此时间内,工作人员接受的剂量不应超过防护管理部门规定的限值。

表面污染水平与工作人员受照剂量之间的关系难以定量表示,但当表面污染水平保持在适当的控制

限值之下时,就已表明对污染的控制是有效的,在场人员无异常内污染,一般可不进行其他项目的监测。如果沾污水平超过控制限值,应调查污染源,并根据具体情况确定是否应进行个人内污染和空气监测。由于 $\alpha$ 和 $\beta$ 放射性核素危害不同,应分别进行监测和评价。

空气污染监测数据可用来估算工作人员在一定期间的总摄入量。估算结果可与防护标准的有关限值加以比较。由于场所空气中放射性浓度随时间、空间变化可能很大,因此要估计区域采样的代表性,应与个人采样器测量结果加以比对,并作适当的修正。此外,在评价危害时还应计及气溶胶粒度分布,必要时引入校正因子。

参考书目

李德平,潘自强.辐射防护手册,第二分册.北京:原子能出版社,1988

(张廷生)

guti feiwu chuli xitong

固体废物处理系统 (solid waste processing system) 通过各种处理方式,将各类放射性固体废物固定在容器内,以使其适合贮存、运输和处置要求的系统,是压水堆放射性废物处理系统之一。

固体废物量和分类 固体废物分为①湿废物:例如废树脂、蒸发浓缩液、泥浆、滤渣;②干废物:例如活化了的设备零部件、仪表、管道、阀门、废过滤器芯子以及被污染的工作服、手套、口罩、纸张、塑料、橡胶等。各核电厂的固体废物量与其堆型、设计、运行、管理水平、维修情况以及废物处理工艺等很多因素有关。这里用下表所示的广东大亚湾核电厂(2×900MW)设计中有关固体废物数据,来说明核电厂的各种固体废物的体积。

废物种类	体 积 (m <sup>3</sup> /a)
低放废树脂	20
中放废树脂	8
高放废树脂	6
蒸发器浓缩液	30
化学废液	201
废过滤器芯子	120 (压缩后)
其他固体废物	102 (压缩后)
合 计	306

湿废物处理工艺 包括水泥固化、沥青固化、塑料固化等。

水泥固化 将放射性废物掺合于水泥中,制成混凝土块,使其牢固地固结在混凝土块中。水泥固化有三种方法:吸收法、桶内混合法、桶外混合法。水泥固化

的优点是工艺简单、安全可靠、投资和运行费用低；缺点是最终产品体积增大，遇水后放射性核素浸出率高。用于废物固化的水泥通常是硅酸盐水泥。水泥与废物的最佳配比随废物类型而不同，废物的 pH 值，水泥品种都可能影响固化物的凝固时间和固化产物的性能，因此宜先进行模拟配比试验，以确定固化的最佳工艺参数。含硼酸根的浓缩液在水泥固化时，由于硼酸根会抑制水泥的水化反应，从而妨碍水泥的硬化。因此需要在固化前用 NaOH 对浓缩液进行预处理，通常 NaOH 添加量为偏硼酸钠量的 42%~48%，即可消除缓凝现象。近几年国外已发展了改性水泥固化技术，其固化体积为常规水泥固化的 1/5~1/7，固化产物性能好，处理费用低。

**沥青固化** 把放射性废物和熔融沥青掺和，加热蒸发除去水分，制成一种含盐量高达 60% 的不透水、抗腐蚀、耐辐照的固体混合物。它的优点是固化物体积较小和浸出率低；缺点是处理含有机物及硝酸盐、亚硝酸盐等氧化性盐类的废物时，有燃烧和爆炸的危险，设备投资费用高。沥青固化所采用的主要设备是锅式蒸发器、刮板式薄膜蒸发器、螺杆挤压机。

**塑料固化** 有两种类型：①热塑性塑料固化。如聚乙烯、聚氯乙烯、聚苯乙烯等；②热固性塑料固化。如酚醛塑料、氨基塑料、不饱和聚酯等。塑料固化的优点是固化工艺安全、设备简单、投资低；缺点是塑料老化可能影响固化最终产物长期贮存。由于热塑性塑料还可以重复使用，用被污染了的废塑料来固化放射性废物，既能减少放射性废物的体积，又能降低固化成本。

**干废物处理工艺** 包括焚烧、压缩打包等。

**焚烧** 被沾污了的工作服、手套等劳保用品属可燃废物，可用焚烧法处理。焚烧炉有热解式和筒式两种。其减容比为 1/40~1/100。焚烧过程产生的废气需通过气体净化才能排入大气。炉灰作固化处理或装桶贮存。

**压缩打包** 对废塑料、橡胶制品、保温材料、薄壁金属容器、高效过滤器等采用压缩打包。常用的压缩机有单向和三向两种。其减容比为 1/3~1/8。三向压缩机一次投料，一次压缩成型，将废物自动推入桶内，自动封装。有时还能压缩一块或多块装桶，提高装桶的充填量。压缩过程中产生粉尘，需配备通风系统，对于放射性较高的废物，还要采取隔离操作。

固体废物最终封装在 200L 铁桶和混凝土容器里，以达到长期安全贮存目的。

各核电厂可根据具体情况，选择适用的处理工艺，组成固体废物处理系统。

(卢君玉)

guangdian huaxue dianchi

## 光电化学电池 (photoelectro chemical cell)

利用半导体-液体结制成的电池。光电化学电池起源于 1939 年法国科学家贝克雷尔 (Becquerel) 发现在电解质溶液中半导体产生的光电现象。半导体在电解质溶液中表面形成界面势垒 (即液体结)，分离光生的电子空穴对，在电池的两个电极 (即半导体电极和金属对电极) 上进行电化学反应，导致产生电或通过电极、溶液的化学变化生成化学产物。光电化学电池一般分为：电化学光伏电池、光电解电池和光催化电池三类。

(1) 电化学光伏电池：电解液中只含一种氧化还原物质，电池反应为阳、阴极上进行的氧化还原可逆反应，光照后电池向外界负载提供电能，电解液不发生化学变化，其自由能变化等于零。

(2) 光电解电池：电解液中存在两种氧化还原离子，光照后发生化学变化，其净反应的自由能变化为正，光能有效的转换为化学能。

(3) 光催化电池：光照后电解液发生化学变化，其净反应的自由能变化为负，光能提供进行化学反应所需的活化能。

光电化学电池具有液相组分，因此又可制成直接贮能的光电化学蓄电池，成为一种既能转换太阳光能又能进行能量贮存的多途径转换太阳能的光电化学器件，而且半导体在电解液中界面液体结容易形成，可以广泛应用多晶、薄膜型半导体材料，因而具有制作工艺简便、价格低廉等特点。

(肖绪瑞)

guoji he anquan gongyue

## 国际核安全公约 (international conventions on nuclear safety)

为调整国家与国家之间在核能发展中产生的核安全问题，国际组织或若干国家缔结的核安全有关的条约、章程。目前国际上与核安全有关的国际公约有：《关于核损害的民事责任的维也纳公约》、《核能领域中关于第三方责任的公约》、《及早通报核事故公约》、《核事故或辐射紧急情况援助公约》以及《核材料实物保护公约》。另外，《国际核安全公约》正在由国际原子能机构组织编制中。

《关于核损害的民事责任的维也纳公约》 1963 年在国际原子能机构 (IAEA) 大会上通过，1977 年正式生效。这个公约建立了一种在受到核损害时保证得到适当赔偿的专门体制。公约内容的基本原则是：①有关核设施的营运者负有绝对的责任；②营运者的责任在金额和时间上有限制；③营运者有义务用保险金或其他财政保证金承担责任；④国家进行干预保证，以满足超出营运者财政保证金的赔偿要求。公约的缔约国

有阿根廷、玻利维亚、喀麦隆、古巴、埃及、尼日尔、秘鲁、菲律宾、特立尼达、多巴哥以及南斯拉夫等十一个国家。

《核能领域中关于第三方责任的公约》 这是由经济合作与发展组织(OECD)组织制定的、条文内容类似于《关于核损害的民事责任的维也纳公约》的另一个国际公约,于1960年通过,1968年生效,缔约国有:比利时、丹麦、芬兰、法国、联邦德国、希腊、意大利、荷兰、挪威、葡萄牙、西班牙、瑞典、土耳其以及英国等十四个国家。

《及早通报核事故公约》 1986年9月在国际原子能机构大会特别会议上通过,1986年10月正式生效。它为具有潜在超越国界后果的所有核事故确立了“早期通报”制度。公约的主要内容有:①确立核设施和核活动的适用范围;②核事故后通报联络渠道;③国际原子能机构的职责;④应提供的情报资料;⑤解决争端;⑥生效期等。公约的缔约国有:阿富汗、澳大利亚、奥地利、巴西、苏联、加拿大、中国、丹麦、埃及、法国、联邦德国、南斯拉夫、印度、印度尼西亚、伊朗、卢森堡、日本、朝鲜、土耳其、英国和美国等68个国家。

《核事故或辐射紧急情况援助公约》 1986年9月在国际原子能机构大会特别会议上通过,1987年2月正式生效,从而建立了一种便于迅速提供援助的国际体制。公约的主要内容有:①一般原则;②提供援助的请求范围和方式;③对援助的指导和管理;④缔约国的主管部门和联络点;⑤国际原子能机构的职责;⑥费用的偿还、索赔和补偿;⑦解决争端;⑧生效期等。公约的缔约国除卢森堡和南斯拉夫未签字外,其他国家和《及早通报核事故公约》的缔约国相同。

《核材料实物保护公约》 1979年10月在国际原子能机构大会上通过,1987年2月正式生效。该公约的基本内容为,只要材料处在缔约国领土内或在受其管辖的船舶或飞机上,该缔约国就必须采取保护措施,保证核材料在其领土内和国际运输期间得到商定级别的保护,否则不出口和不进口核材料或不允许通过它的领土转运核材料。另外,一旦发生运输中的核材料被偷盗、破坏或受到任何威胁时,各缔约国承诺向任何请求保护和追回有关核材料的国家提供合作和援助。每个缔约国必须依据其法律制定一些处理核材料严重刑事犯罪的法令,并使有关刑事犯受到起诉或引渡。公约的缔约国有:阿根廷、澳大利亚、奥地利、加拿大、芬兰、联邦德国、法国、意大利、卢森堡、蒙古、西班牙、罗马尼亚、葡萄牙、土耳其、波兰、挪威、苏联、英国、美国、南斯拉夫及欧洲原子能共同体等46个国家和组织。

(张崇岩)

guoji hernaoyi

## 国际核贸易 (international nuclear trade)

国际间有关特种核材料或核领域内的任何其他放射性物质、仪表、设备和工厂成套装置等方面贸易的统称。它主要包括核电厂贸易、核燃料循环贸易(天然铀、燃料组件、富集铀、后处理和重水的贸易)以及其他贸易(同位素制品和核仪表)。60年代,国际核贸易由美国垄断。进入70年代后,国际核贸易虽走向多极化,但仍为美、英、法、德、日等核大国所控制。1976年,他们为了防止核武器扩散,协调了核贸易的出口政策,并制定了“核转让准则”和“触发清单”,对供应国出口核材料和设备以及接受国进口核材料和设备作了种种的限制。这些限制包括供应国必须严格控制敏感技术及相关设备的出口(即生产富集铀、重水和分离铀的后处理的技术和设备)。接受国必须正式保证决不把引进的技术和设备用于获得任何核爆炸装置,并置于有效的实体保护之下,防止擅自使用和处理;接受国际原子能机构的安全保障和不得擅自再转让从供应国获得的核技术和设备。

**核电厂贸易** 当前核电厂的主要输出国是美国、联邦德国、法国、加拿大和俄罗斯。70年代是核电厂贸易的全盛时期,1974年世界核电厂的订货达52座。80年代世界核电厂的订货大幅度地下降,国际间的核电厂贸易也呈现一片萧条景象。世界著名的核电厂的贸易公司有美国的西屋电气公司(Westinghouse Electric Corporation)、通用电气公司(General Electric Co, GE),联邦德国电站联盟(Kraftwerke Union AG, KWU),法国的法马通公司(Framatome),加拿大原子能有限公司(Atomic Energy of Canada Ltd, AECL)以及俄罗斯技术出口公司。核电厂的贸易包括整个核电厂贸易和核电厂中个别部分、设备和装置贸易两类。另外,根据进口国核电厂国产化的能力,核电厂贸易从合同的方式来分可分为三类:①交钥匙承包合同(turnkey contract),在这种合同中,总的工程管理和工程设计、建设的责任都由主承包商承担。②大块分包合同(split contract),在这种合同中,一般分成二至五块,其责任由几家分包商分担,而其中一个分包商(通常是工程设计公司)或业主负责总体设计和协调工作。③零散分包合同(multiple package contract),在这种合同中,分合同数目可多至100个,整个工程项目完全由业主直接管理。中国广东大亚湾核电厂采用了大块分包合同方式,中国为了从国外引进一座2×900MW的核电厂,成立了广东核电投资有限公司(GNIC)、广东核电合营有限公司(GNPJVC)和广东核电服务总公司(GNPSTC)三个公司,其中GNPJVC是由广东核电投资公司与香港核电投资公司

(HKNIC) 合资经营的。1986年9月23日, GNPJVC 在北京与外商正式签订了引进整个核电厂的三大合同, 即与法国的法马通公司签订了核岛设备供货合同; 与英国的通用电气公司签订了常规岛设备供货合同; 与法国电力公司签订了工程服务合同。此外, 1987年5月29日 GNPJVC 与美国伯克特公司签订了质量保证顾问服务合同和 1987年6月11日与由华兴建设公司、中国建筑第二工程局一公司、法国 CB 公司、日本前田建设工业株式会社组成的 HCCM 核电建设合营公司签订了核岛、常规岛的土建合同。中国泰山核电厂(300MW) 是中国自行设计、建造、经营的核电厂, 采用了零散分包合同方式, 部分设备和装置(如压力容器、主泵等) 从国外进口。

**核燃料循环贸易** 在核燃料循环内进行种种国际贸易。其内容包括天然铀贸易、富集铀贸易、燃料组件贸易、后处理贸易和重水贸易。

**天然铀贸易** 早期, 天然铀的国际贸易由美国控制, 价格是人为规定的。当前, 天然铀贸易的主要市场在美国和西欧。澳大利亚、加蓬、尼日尔、加拿大和南非是天然铀的主要出口国, 美国、法国和日本是天然铀的主要进口国。国际上, 天然铀的贸易合同有两种: 一种是长期合同, 一般指五年内按计划交货的合同。这种贸易合同是买主为保证获得天然铀长期、稳定供应与生产厂家或铀贸易公司签订的。长期合同中天然铀的价格主要由生产成本决定。另一种是现货合同, 即立即交货或一年内交货的合同, 其价格完全取决于当时的市场供求情况, 历史上, 这种合同的天然铀价格起伏很大, 难于预测。

**富集铀贸易** 国际富集铀贸易一般是采取委托加工富集的形式进行的, 即由用户与生产国或公司签订加工合同, 由用户提交原料天然铀或六氟化铀, 由生产国(或公司)进行加工, 并按消耗的分离功的数量收取加工费。1974年前, 国际富集铀贸易完全由美国控制, 当前, 富集铀的主要供应者是美国、俄罗斯和法国。国际富集铀贸易合同的形式有三种。一种是按需供应合同(requirement contract), 这种合同的有效期可长达30年, 是按用户的要求给指定的核电厂提供合同期间所需的富集铀。第二种是长期合同(long term fixed commitment contract), 这种合同由于用户必须有十年内的确定的提货计划, 十分有利于生产厂(或公司)的生产计划的安排。第三种是可调整的固定合同(adjustable fixed commitment contract), 这种合同的提货计划的确定周期为5年, 而且每年提货的数量允许20%的波动范围, 尾料富集度也可由用户自由选择, 因此这种合同形式灵活性大, 对用户非常方便。目前多数合同属于此种合同。

**燃料组件贸易** 燃料组件贸易通常随核电厂的贸易一起进行。当一个国家从另一国家进口核电厂时, 其第一炉燃料组件均由核电厂的供应国提供, 有的进口国还与出口国签订了长期的燃料组件供应的合同。当前, 燃料组件的供应国主要是美国、俄罗斯和法国。

**后处理贸易** 国际后处理贸易是通过用户委托后处理厂(或公司)处理他们的乏燃料的形式进行的。目前西方国家中, 只有法国和英国具有商业性的后处理厂, 它们垄断了西方的后处理市场。俄罗斯也有一个小型的商业性的后处理厂, 它控制了东欧和芬兰的后处理市场。按废物是否返回的原则, 国际后处理的合同可分为两种。第一种是废物不返回的合同, 这种合同是法国和英国早期与用户签订过的合同。在这种合同中, 后处理产生的全部废物保留在后处理厂的所在国内, 不返回用户。第二种是废物必须全部返回的合同, 这种合同又称“基本用户”合同, 在这种合同中, 规定用户要按处理乏燃料的数量分担后处理厂的投资费用以及全部废物必须返回用户所在国。用户违约不接受或推迟接受返回的废物, 将被课以重罚。

**重水贸易** 当前重水的主要出口国是加拿大、俄罗斯和美国, 主要进口国是日本、韩国和印度。由于国际上重水堆发展缓慢, 国际重水贸易的数量十分有限。

**其他贸易** 主要包括同位素制品及核仪表的贸易, 其品种繁多, 主要有: $^{60}\text{Co}$ 源、放射性药物和制剂、核仪表等。 $^{60}\text{Co}$ 的国际市场由加拿大控制, 英国是放射性药物和制剂最大的供应者。国际上经营核仪表的公司和厂家有几千家, 美、英、法、日是核仪表的主要出口国。

(黄 钟)

Guoji Hexinxi Xitong

**国际核信息系统** (International Nuclear Information System, INIS) 世界上关于和平利用核能的主要信息系统。建于1969年, 由国际原子能机构及其成员国及其他国际组织共同经营, 秘书处设在维也纳国际原子能机构科技情报处的 INIS 科。宗旨是加强各成员国及各国际组织之间核能和平利用方面的信息交流, 提供核科技文献的综合信息报道服务。INIS全面搜集与报道世界各国发表的有关核科技及其和平利用方面的各类文献, 每年报道的文献量约9万篇, 占世界每年发表的核科技文献量的95%以上。截止1990年底, INIS报道的文献总量已超过120万篇, 其中科技报告、学位论文等非常规文献的数量超过27万篇。文献内容涉及物理科学(核物理、等离子体物理与聚变等), 工程与技术(反应堆与核电厂、仪器仪表、放射性废物管理等), 生命科学与环境科学, 化学、材

料与地球科学,同位素与辐射应用,以及核能其他问题等。INIS的基础是国际合作。各成员国或国际组织负责搜集本国或本组织范围内所出的各类核文献,并按INIS的统一标准和规则进行加工处理。然后,以磁带、软盘等机读形式或工作单形式提交给INIS秘书处,作为该成员对INIS的输入。最后,由INIS秘书处对各成员提交的输入进行校验、汇总合并,最终生成各种INIS输出产品,包括《INIS原子索引》(INIS Atomindex,文摘期刊,半月刊)、INIS磁带、INIS非常规文献缩微平片、INIS数据库(包含1976年以来全部文献记录120多万条,每半月更新一次,每年递增约9万条记录)和INIS CD-ROM数据库(包含1976年以来全部记录120多万条,每季度更新一次,每次更新2万多条)等。INIS的成员是国际原子能机构的成员国、联合国各组织及其他有关国际组织。现有成员94个(其中有15个国际组织)。每个INIS成员均有一名联络员作为代表,全面负责该国或该组织的INIS工作。INIS的组织机构有联络员协商会议(每年召开一次)、顾问委员会、专家工作组及秘书处(即INIS科,下设题录管理组、主题管理组、交流组和中心服务组)。中国于1984年4月加入INIS,是该系统的第87个成员。核科学技术情报研究所(北京2103信箱,邮政编码100037)是中国的INIS业务归口单位,对外名称为中国核信息中心(China Nuclear Information Centre, CNIC),全面负责中国的INIS工作。CNIC全面收集与加工处理国内所出的各类核文献,定期向INIS提交中国的文献数据。同时,建立了国际联机终端、INIS数据库、INIS CD-ROM数据库和联机检索系统,利用各种INIS输出产品在国内开展服务。

(黄昌泰)

Guoji Yuanzhiheng Jigou

**国际原子能机构** (International Atomic Energy Agency, IAEA) 联合国系统内一个独立的政府间组织。成立于1957年7月29日。机构总部设在奥地利维也纳。机构的成员有113个国家和地区。其宗旨是:加速和扩大原子能对全世界和平、健康和繁荣的贡献,并尽其所能确保由其本身、或经其请求、或在其监督或管制下提供的援助不致用于推进任何军事目的。

机构的总干事任期4年。副总干事五人,分管行政司、核能和核安全司、研究和同位素司、安全保障司及技术合作司的工作,并分别兼任各司司长。机构的决策机关是理事会。理事国原有34个,1984年中国参加机构后改为35个。其中美国、苏联、中国等13个国家为指定的常任理事国,其余22个为选举的理事国,每年

改选11个理事国。秘书处负责日常工作以及各种技术合作计划 and 安全保障计划的执行。在每年9月召开全体成员国参加的大会,决定机构的大政方针、审定预算、决算、年度报告和计划安排。经费来源是各成员国按人均国民生产总值摊派的会费和自愿捐款,例如1991年的预算是1.722亿美元,其中4900万美元是自愿捐款。

机构的主要活动是促进原子能在农业、能源、工业、医学和科学各领域中的应用研究;促进国际技术转让和技术合作;召开各种会议,执行培训计划,向成员国人员提供进修培训,出版书刊,以促进核科学技术情报和工艺的交流;向成员国特别是发展中国家提供技术援助;实施国际安全保障方面的工作(即对某些项目中的核材料进行监督和检查,以防止用于军事目的)。在美国三里岛核电厂事故和苏联切尔诺贝利核电厂事故以后,机构明显加强了核安全方面的工作,包括出版核安全标准(NUSS)和其他安全方面的书籍,召开各种核安全会议,提供包括派遣安全检查组在内的各种安全方面的援助。

机构的重要职能是出版下列各方面的科技书籍和刊物:生命科学,核安全和环境保护,物理学、化学、地质学和材料科学,反应堆和核动力,工业应用,安全保障和视察,核法律,核信息系统。

国际原子能机构还与79个成员国和14个其他国际组织建立了联机检索数据库——国际核信息系统(International Nuclear Information System, INIS)。收集了自1976年至今全世界范围内核科学技术和和平利用方面的资料约125万条,数据每月更新两次,并以每年约9万条的速率增加。中国的联机检索终端设在北京中国核科学技术情报研究所。

(姜 懿)

Guoji Yuanzhiheng Jigou anquan biaoqun

**国际原子能机构安全标准** (International Atomic Energy Agency Safety Standards)

国际原子能机构鉴于核电厂安全的重要性,为了在与陆上固定式热中子反应堆核电厂有关的一些安全问题上给成员国提供指导,自1974年以来就着手制订了一项NUSS(Nuclear Safety Standards)计划,这就是国际原子能机构的核安全标准。它包括5本安全规定和55本安全导则。每一本均用英、法、俄和西班牙文出版,并自1986年起增补中文版本。这些安全规定和安全导则自1978年起已经陆续出版,并将根据各国核电厂建造和运行的经验予以修订,使内容更新。如5本安全规定已于1988年发行修订本。

这些安全规定和安全导则是国际原子能机构为了

供各成员国根据本国核安全的要求选用而出版的推荐性文件。成员国与国际原子能机构订有协议,要求后者在核电厂选址、设计、建造、调试、运行和退役活动中提供援助时,则该成员国必须遵守与协议所涉及活动有关的安全规定和安全导则。但在核电厂许可证审批程序中的决定权和法律责任,应属于该成员国的核安全管理当局。

如果成员国决定采用 NUSS 计划出版的安全规定和安全导则,就可以把这些文件的内容直接用于它所管理的各项活动。但成员国应具有一个全国性的管理体系,且此体系内的各有关部门,如核安全管理机构,许可证申请者(营运单位)、供应商或制造厂,都能分工对有关活动负责。如果涉及一个以上的成员国,

就有必要根据国情和成员国之间、各个组织之间的有关协议,对某些程序作一些修改。

核安全规定提出了为实现核电厂充分安全运行所应达到的安全目标和最低要求。

核安全导则是对安全规定的说明和补充。核安全导则是指导性文件,在实际工作中可以采用不同于导则中推荐的方法和方案,但必须证明所采用的方法和方案至少具有与核安全导则相同的安全水平,不会对核电厂厂区人员和公众增加风险。

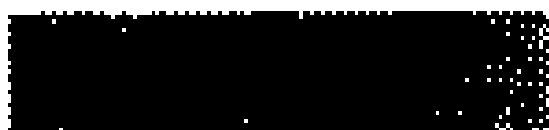
国际原子能机构出版的核安全规定和安全导则所涉及的内容见表。这些核安全规定和安全导则每一本都附录有关的技术名词和定义,附件与正文具有同等效力。

国际原子能机构出版的安全规定和安全导则

核安全标准	安全规定		安全导则	
	安全规定		安全导则	
	1. 管理核电厂的政府机构	G1 核电厂管理机构工作人员的资格和培训 G2 申请核电厂许可证应提交的资料 G3 核电厂许可证审批过程中管理机构的审查和评定 G4 管理机构对核电厂的检查和强制性措施 G6 核电厂的应急准备 G8 核电厂许可证的内容、格式和法律问题 G9 用于核电厂的法规	3. 核电厂设计	D6 核电厂最终热阱及其直接有关的输热系统 D7 核电厂应急动力系统 D8 核电厂安全有关的检测仪表和控制系统 D9 核电厂辐射防护设计 D10 核电厂的燃料装卸和贮存系统 D11 核电厂设计中总的的原则 D12 核电厂反应堆安全壳系统的设计 D13 核电厂反应堆冷却剂系统 D14 核电厂堆芯的安全设计
	2. 核电厂厂址选择	S1 核电厂厂址选择的地震及其有关问题 S2 核电厂的地震分析及试验 S3 核电厂厂址选择的大气弥散问题 S4 核电厂厂址选择及评价的人口分布问题 S5 核电厂厂址选择的外部人为事件 S6 核电厂厂址选择的放射性物质水力弥散问题 S7 核电厂厂址选择与水文地质的关系 S8 核电厂的地基安全问题 S9 核电厂厂址查勘 S10A 滨河核电厂厂址设计基准洪水的确定 S10B 滨海核电厂厂址设计基准洪水的确定 S11A 核电厂厂址选择的外部气象现象 S11B 核电厂设计基准热带气旋	4. 核电厂运行	01 核电厂人员配备、运行人员的招聘培训和授权 02 核电厂在役检查 03 核电厂运行限值和条件 04 核电厂调试程序 05 核电厂运行期间的放射防护 06 核电厂营运单位的应急准备 07 核电厂维修 08 核电厂安全重要物项的监督 09 核电厂安全运行管理 010 核电厂的堆芯及燃料管理 011 核电厂放射性排出物和废物管理
	3. 核电厂设计	D1 用于沸水堆、压水堆和压力管式反应堆的安全功能和部件分级 D2 核电厂防火 D3 核电厂保护系统及有关设施 D4 核电厂内部飞射物及其二次效应的防护 D5 与核电厂设计有关的外部人为事件	5. 核电厂质量保证	QA1 核电厂质量保证大纲的制定 QA2 核电厂质量保证记录制度 QA3 核电厂物项和服务采购中的质量保证 QA4 核电厂建造期间的质量保证 QA5 核电厂运行期间的质量保证 QA6 核电厂设计中的质量保证 QA7 核电厂质量保证组织结构 QA8 核电厂物项制造中的质量保证 QA10 核电厂质量保证监查 QA11 核燃料组件采购、设计和制造中的质量保证

按照国际原子能机构的分类方法,安全规定和安全导则之上为安全基本原则 (Safety Fundamentals),

它阐述保证安全的基本目标、概念和原则。在安全导则之下为安全技术报告,这些技术报告提出应用实例和



有关程序及技术的详细方法，是安全规定或安全导则的实际应用。

以上安全基本原则、安全规定、安全导则和安全技术报告统称为国际原子能机构安全丛书 (IAEA Safety

Series)。

**参考书目**

IAEA. 50—SG Safety Series. Vienna: Division of Publications IAEA, 1988

(董柏年 任常平)



hailiu fadian

### 海流发电 (ocean current power generation)

利用海洋中部分海水沿一定方向流动的海流和潮流的动能发电的技术。海流能功率  $P=0.515Av^3\text{kW}$ 。式中  $A$  为水流截面积,  $\text{m}^2$ ;  $v$  为水流速度,  $\text{m/s}$ 。海流发电装置的基本形式与风力发电装置相同, 故又称为水下风车, 按转换方式分, 有螺旋桨式、对称翼型立轴式转轮、降落伞式和磁流式。

(1) 螺旋桨式: 螺旋桨或敞开或被罩在集流导管中, 转轴与海流方向平行。

(2) 对称翼型立轴式转轮 (达里厄转子): 由对称翼型直叶片构成的转轮, 转轴垂直于海流方向, 在正反向水流作用下总是朝一个方向旋转。

(3) 降落伞式: 串联在链绳上的一组降落伞漂浮在海流中, 顺着海流的伞张开接收水流推力, 逆着海流的伞收拢以减小阻力。

(4) 磁流式: 海水中有大量的电离子, 海流通过磁场产生感应电动势。

目前正在研究中的多为小型海流和潮流发电装置。加拿大从 1979 年开始研制由四个对称翼型直叶片构成的立轴式水轮机。中国 1979 年在舟山西垵门水道进行了螺旋桨式潮流发电现场试验。

显著的海流有太平洋的黑潮和大西洋的墨西哥湾流, 它们的流量分别为  $5.5 \times 10^7 \text{m}^3/\text{s}$  和  $8 \times 10^7 \text{m}^3/\text{s}$  左右。有人估计, 全球理论海流资源量为  $3 \sim 11$  亿  $\text{kW}$ 。

(高祥帆)

haishui nongducha fadian

海水浓度差发电 (electric power of ocean energy from concentration gradients) 利用海水浓度差能发电的技术。不同浓度的溶液之间所存在的化学潜能, 称为浓度差能。海水与河水之间的浓度差能, 称为海水浓度差能。

海水浓度差发电有渗透压法、浓淡电池法和蒸汽压差法等几种不同类型。

(1) 渗透压法: 利用浓度不同溶液之间的渗透压差发电。这种方法必须通过半透膜才能实现。

(2) 浓淡电池法: 利用不同浓度溶液之间的电位差发电。这种方法必须使用两种不同的膜, 即阴离子交换膜与阳离子交换膜才能实现。

(3) 蒸汽压差法: 利用不同浓度溶液之间饱和蒸汽压的不同来发电。

世界上最早提出利用浓度差发电的是以色列科学家洛布 (Loeb), 时间是 1973 年。以后, 美国、瑞典、日本相继开始了这方面的研究, 并制成了实验发电装置。中国于 1979 年开始这方面的研究, 1981 年发表第一篇科研论文, 1985 年 7 月 14 日建成首台浓度差实验发电装置并发电。

从各国浓度差发电的研究中可以看出, 首先开发并用于发电的浓度差能, 是高浓度盐水与淡水之间的高品位能源。

(宁克信)

haiyangneng

### 海洋能 (ocean energy)

海洋里能源极为丰富。但在近代能源分类中, 海洋能仅指蕴藏在海水中的可再生能源, 如潮汐能、波浪能、海流和潮流能、海洋温差能 (海水温度梯度)、海洋盐差能 (海水盐度梯度) 等。除了潮汐能和潮流能源自星球间的引力作用外, 其他海洋能均源自太阳辐射。据联合国教科文组织 1981 年出版物的估计数字, 五种海洋能在全球的理论可再生总量为 788 亿  $\text{kW}$  ( $\sim 2.5 \times 10^{20} \text{kJ/a}$ ), 技术允许利用功率为 64 亿  $\text{kW}$ 。海洋能的主要特征是: ①蕴藏量大, 分布广, 可以再生, 利用时不会发生氧化还原反应, 没有污染。②大部分海洋能稳定性比其他自然能源好, 如海洋温差能和海流能比较稳定, 潮汐能和潮流能的变化有规律。③能量密度较低, 潮汐能是 10m 以下水头, 温差能只有  $20^\circ\text{C}$  的温度差, 海流能的最大速度也不到  $2\text{m/s}$  左右。④发生在海洋环境。

早期人类对于海洋能的利用, 主要是直接利用潮汐和潮流来推磨、行舟; 到 20 世纪 70 年代, 由于受石油危机的刺激和人类逐步开始重视环境污染问题, 西方工业国家加强了对海洋能开发利用的研究。通常是将海洋能转换为电能, 也可以转换成其他形式的能量加以利用, 如淡化海水、取暖、直接动力驱动等。目前, 潮汐能发电已经实用化。1967 年建设的法国朗斯潮汐电站, 装机 240MW, 是迄今规模最大的海洋能电站 (见彩图插页第 40 页 71 图); 小型波力发电装置正逐步商品化; 温差发电已进入工程试验阶段; 海流和潮流发电业已开展; 盐度差发电则在探索的初始阶段。由于海洋能的集能与转换装置比较庞大, 有的海洋能源



不够稳定,需要一定的调节和蓄能措施,因而开发投资比常规能源高出很多,再加上处于海洋环境,工程技术上难度大,对防腐蚀、防生物附着都有特殊要求,对设备材料的要求也比较高,因而海洋能电站目前尚不能与常规能源电站相竞争。各国的发展趋势是:一方面,在有条件的地方建设岸式大型电站,希望获得低成本的电力,以替代一部分常规能源;另一方面,则着眼于解决岛屿用电和海洋开发的就地用电,以减少电力输送环节。

在海洋能开发中要着重研究解决如下问题:①资源分布及蕴藏量的勘查、估算和统计;②各种转换机理及转换方法的研究;③能量的传输、利用和储存;④与海洋能转换装置的结构、设置、系留有关的海洋工程技术;⑤对海洋环境影响的研究;⑥开发过程中海洋资源的综合利用。

中国海洋能开发利用起步较迟,20世纪50年代末期开始兴建小型潮汐电站,70年代开始波浪能和潮流能利用的研究,80年代开始盐差能和温差能的实验室机理研究。

(刘鹤宁 侯湘琴)

haiyang wencha fadian

**海洋温差发电** (ocean thermal energy conversion) 利用热带及亚热带海洋表层和深层海水间存在的温差来发电的技术。

1881年,法国人达松伐耳(d'Arsonval)提出海洋温差发电的设想。1930年,法国人G.克劳德(G. Claude)在古巴建成陆基开式发电装置。1979年8月,一个名为《MINI-OTEC》的漂浮式海洋温差电站在美国夏威夷建成。这是世界上第一个有净功率(15kW)输出的海洋温差发电装置。

海洋温差能(也称海洋热能)十分稳定,无明显的昼夜变化,可开发量巨大,不需储能装置即可提供基本负荷所需电力。

**热力循环** 海洋温差发电采用兰金循环(图1),其实际热效率约为2.5%。根据所用工质及流程的安排,分为闭式、开式和混合式循环。

海洋温差发电还有可能采用其他热力循环,如雾滴(或泡沫)提升循环或全流循环。还可采用热电效应发电。

**闭式循环(中间介质法)** 使用低沸点物质,如氨、氟里昂等作工质,在一封闭回路中完成兰金循环(图

2)。其特点是,系统处于正压下,工质蒸汽密度大,体积流量小,通流部分尺寸不致过大。但其蒸发器和凝汽器须用表面式换热器,体积巨大,消耗大量金属,维护困难。

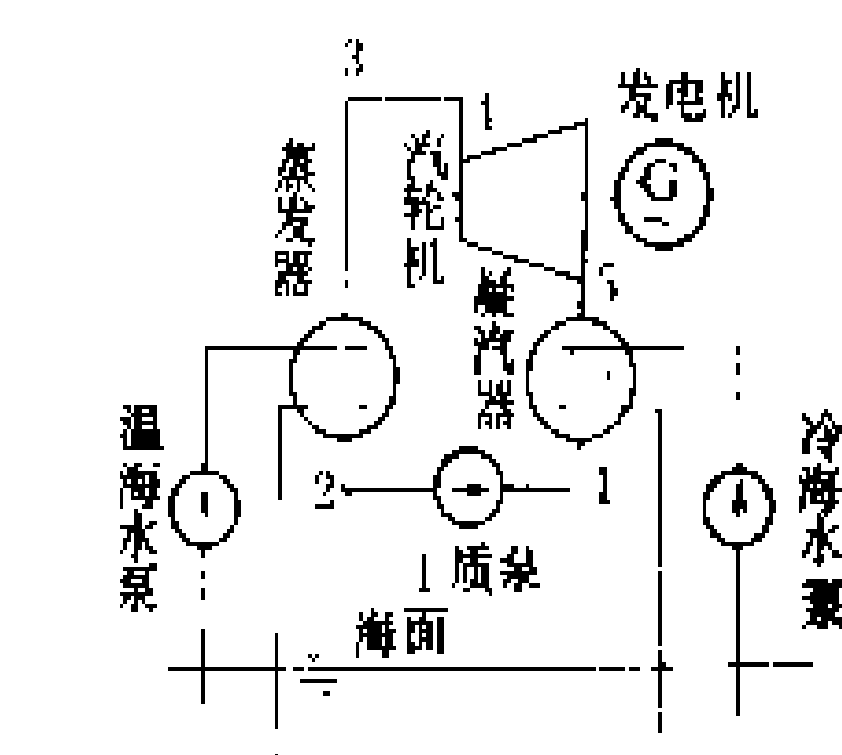


图2 闭式循环流程图

开式循环(闪蒸法或扩容法)以水为工质,凝结水不返回循环中(图3)。其闪蒸器和凝汽器可使用混合式换热器,结构简单,维护方便。若用表面式凝汽器,则可副产淡水。但低温水蒸气饱和压力极低,比容巨大,通流部分尺寸过大。

**混合循环** 基本与闭式循环相同,但

用温海水闪蒸出来的低压蒸汽来加热低沸点工质(图4)。

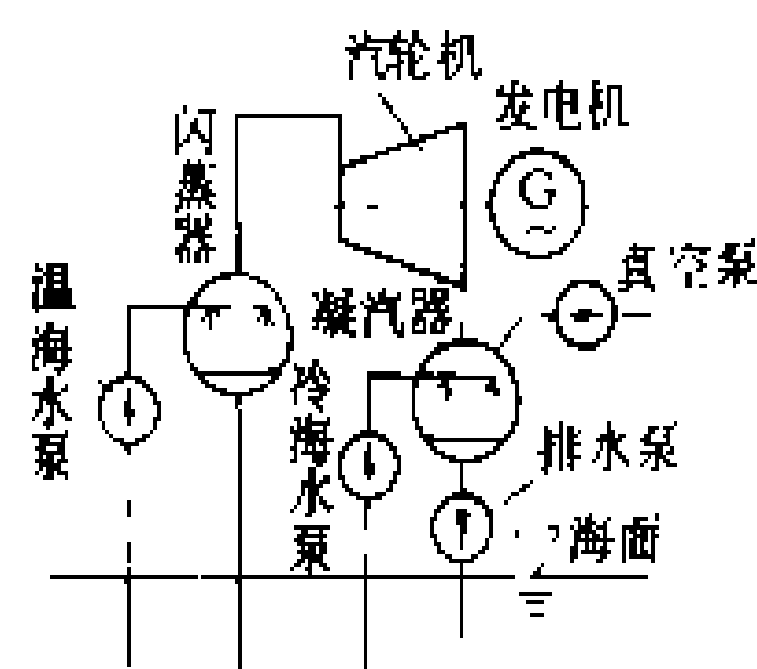


图3 开式循环流程图

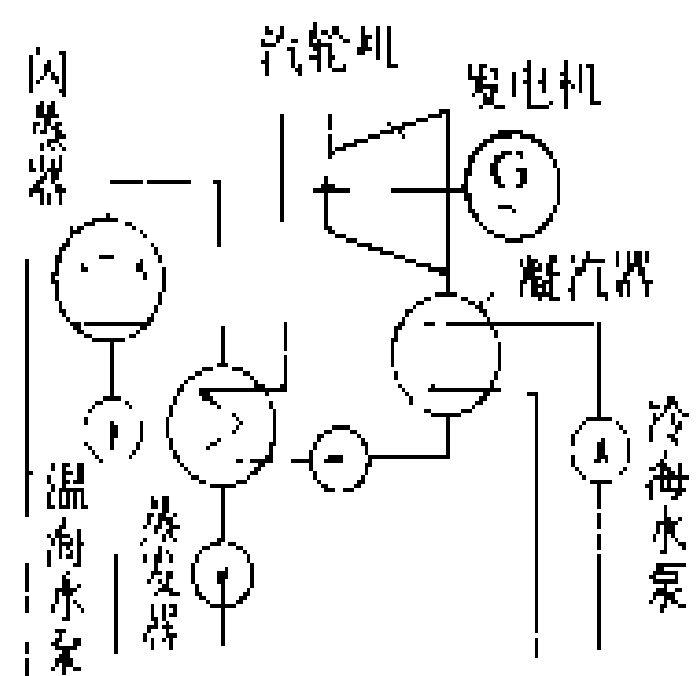


图4 混合式循环流程图

用温海水闪蒸出来的低压蒸汽来加热低沸点工质(图4)。

**海洋温差电站**

海洋温差电站可分为陆基电站和漂浮电站。离岸5km内水深达千米,温差达18℃的海岸,可建立陆基电站。深海冷水取水管是其关键工程问题。漂浮电站分为向

陆上送电型和就地生产能量密集产品型。受电缆送电经济距离限制,供电型电站一般认为负荷中心离岸不得超过100km。离岸30km以上时,最好采用直流输电。

海洋温差电站预计对环境无不良影响,大规模开发时则需考虑对气候可能产生的影响。由于它可将深海富营养盐类的海水抽到上层来,将有利于海洋生物的生长繁殖。

海洋温差电站的经济性在目前还不能与燃油电站相竞争,但它是可再生能源发电中最有潜力的方式之一。若将发电、海水养殖及供应淡水结合起来综合开发,则可取得更好的经济效益。对边远的海岛,开发海洋温差能,当前在经济上就可能是有利的。

(陈恩鉴)

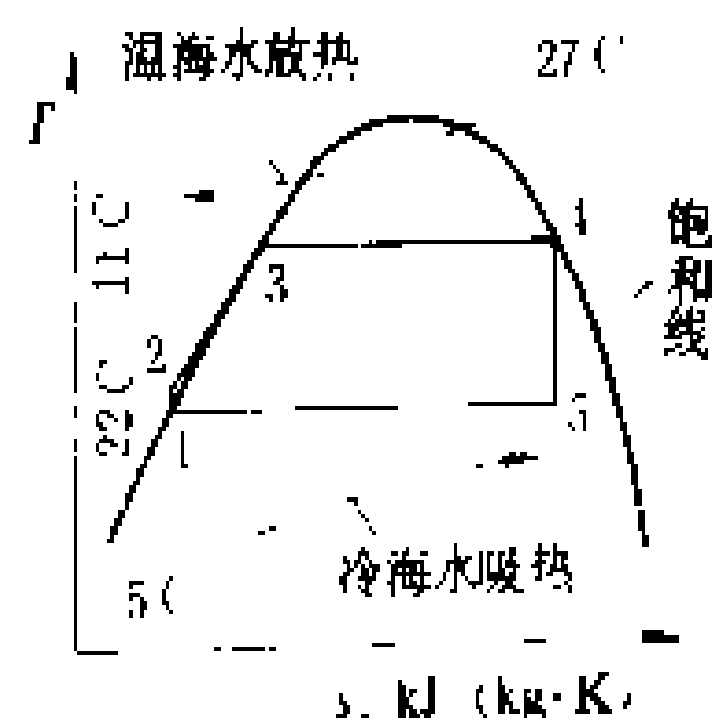


图1 兰金循环温熵图

核安全等级 (nuclear safety classification)

按核电厂的构筑物、系统和部件是否执行安全功能及此种功能的重要性而划分的等级。凡执行安全功能的物项均属核安全级。不执行安全功能的则属非核安全级。对于机械设备,安全级又分为4级,安全1级对安全的重要性最大,2、3、4级的重要性依次递减。对电气和仪表设备,安全级又称1E级,在安全级中不再分级。对于各种安全级设备,在设计、制造、试验和检查等方面都有特定的要求,还要求规定相应的设计和制造规范等级、质量保证等级、抗震分类和环境鉴定等级。确定设备的安全等级,对核电厂的安全性和经济性有重要影响,降低等级会影响核电厂的安全性,不适当的提高等级会增加核电厂的造价。在一座压水堆核电厂的设备中,核安全级的台件数约占总台件数的40%,而一件设备由非安全级改为安全级,造价上将提高数倍,由此可看到恰当的分级的重要意义。

安全功能 核电厂设计要求在任何情况下确保反应堆安全停堆,从堆芯排出热量,并限制预计运行事件和事故工况后果。为达到这些设计要求所必须的功能称安全功能。安全功能可分列出多条,核电厂内安全级的构筑物、系统和部件应能完成所有的安全功能,从而达到安全设计要求。列出这些安全功能,并给出其重要性的顺序排列是安全分级的基础。按中国核电厂安全导则《用于沸水堆、压水堆和压力管式反应堆的安全功能和部件分级》(HAF0201),安全功能分为20项,即:

- (a) 防止发生不可接受的反应性瞬变;
- (b) 在所有停堆动作完成后,将反应堆保持在安全停堆状态;
- (c) 按要求关停反应堆以防止预计运行事件发展为事故工况和减轻事故工况的后果(见d);
- (d) 在冷却剂失流事故后,在必须采取停堆行动才能使堆芯得到可接受的冷却的情况下,关停反应堆;
- (e<sub>1</sub>) 在事故工况(不包括反应堆冷却剂压力边界失效事故)期间和之后,保持足够的反应堆冷却剂总量用以冷却堆芯;

(e<sub>2</sub>) 在所有运行工况期间和之后,保持足够的反应堆冷却剂总量用以冷却堆芯;

(f) 在反应堆冷却剂系统压力边界失效之后,从堆芯排出热量以限制燃料损坏;

(g) 在反应堆冷却剂系统压力边界完整的情况下,在某些运行工况或事故工况期间,从堆芯排出余热;

(h) 将其他安全系统的热量转移到最终热阱;

(i) 作为一种支持性功能,为安全系统提供必要的公用设施(如电、气、液压、润滑等);

(j) 保持堆芯内燃料包壳可接受的完整性;

(k) 保持反应堆冷却剂系统压力边界的完整性;

(l) 限制放射性物质在事故工况期间和之后,从反应堆安全壳内向外释放;

(m) 在反应堆安全壳以外发生放射性物质释放的事故工况期间和之后,使公众和厂区人员受到的辐射照射保持在可接受的限值以内;

(n) 在所有运行工况下将放射性废物和气载放射性物质的排放或释放限制在规定限值以内;

(o) 对核电厂厂区内的环境状况保持控制,以便各安全系统能够正常运行,并为进行安全上重要操作的运行人员提供必要的可居留性;

(p) 在所有运行工况期间,对在反应堆冷却剂系统以外,但仍在厂区以内运输或贮存中的辐照过的燃料的放射性释放进行控制;

(q) 从贮存在反应堆冷却剂系统以外,但仍在厂区以内的辐照过的燃料中排出衰变热;

(r) 使贮存在反应堆冷却剂系统以外,但仍在厂区以内的燃料保持足够的次临界度;

(s) 当某一部件或构筑物的损坏会损害某一安全功能时,防止该部件或构筑物发生损坏或限制其损坏所引起的后果。

表中给出了压水堆流体包容部件的分级,从表中可以见到安全功能按重要性排列的顺序及其与安全等级的关系,以及执行这些功能的部件的举例。

设计和制造规范等级 构筑物、系统和部件,根据不同的安全等级,在设计、制造、检查、鉴定等方面的

压水堆流体包容部件分级

安全等级	安全功能	部 件 举 例
1	k	反应堆冷却剂系统的部件,包括:反应堆压力容器,主冷却剂循环管道和延伸到并包括第二个隔离阀的连接管线,控制棒驱动机构的壳体,主循环泵压力边界,稳压器和蒸汽发生器一次侧
1	d	不适用

续表

安全等级	安全功能	部 件 举 例
2	k	反应堆冷却剂压力边界部件中不属于安全1级的部件，如连接到反应堆冷却剂系统上的仪表管线和取样管线
2	c	事故后将硼酸注入反应堆冷却剂系统或应急堆芯冷却系统所必需的部件
2	e <sub>1</sub> , f	提供堆芯冷却的部件
2	g	余热排出系统的部件，蒸汽发生器二次侧及其超压保护系统以及为反应堆冷却剂系统提供自然循环冷却所必需的部件
2	l	安全壳构筑物及其隔离系统，事故后安全壳排热系统（如安全壳喷淋系统）的部件和事故后排出安全壳内空气中放射性物质和控制氢浓度的部件
2	a, b	为补偿堆芯反应性，在预计运行偶发事件期间和之后，向反应堆冷却剂系统注入或从中排出硼酸所必需的反应堆辅助系统的部件
3	e <sub>2</sub>	正常运行工况期间和之后，为维持足够的反应堆冷却剂或冷却堆芯的应急给水总量所必需的辅助系统的部件
3	h	冷却系统的部件，包括：中间冷却系统，厂用水系统，应急冷却水池，冷却塔或空气热交换器等
3	i	为提供厂内应急电源所必需的部件，如柴油机燃料贮罐和输油泵
3	m	用于控制和去除放射性物质的空气过滤系统，如屏蔽建筑物、乏燃料厂房或双层安全壳夹层空气过滤系统中为事故后控制和排出放射性物质的部件
3	o	为安全系统安全操作和运行人员居留所必需的空调和净化系统的部件，如控制室通风系统和备用柴油发电机房的空调系统的部件
3	q	冷却辐照过的燃料所必需的部件，如乏燃料池冷却系统的部件
3	r	为将硼酸注入乏燃料池所必需的辅助系统的部件
4	n	放射性废物管理系统的部件
4	p	正常运行时为排除辐照过燃料贮存厂房空气中的放射性物质所必需的部件
4	s	与安全系统部件邻近的蒸汽管线和水管部件

分级要求，它一般是与安全等级相对应的。但是有的设备根据情况需要提高设计和制造规范等级。

质量保证等级 质量保证等级与安全等级及设计和制造规范等级有关，一般分为质量保证1级、2级和非质量保证级。安全1级的设备，质量保证必须是1级的；安全2级和3级的设备，质量保证一般是2级的，也有很多是1级的。甚至有的非安全级设备的质量保证也是1级的。质量保证等级不只是体现对安全有关设备的要求，更重要的是体现纵深防御原则的第一层，即防止故障发生。不同的质量保证等级的要求，体现在质量保证大纲和质量保证程序的内容和深度上。

抗震分类 根据安全等级将对构筑物、系统和部件的抗震设计要求分类，一般分为两类，即抗震1类和

抗震2类（非抗震类）。属抗震1类的构筑物、系统和部件应能承受厂址可能发生的最大地震，即安全停堆地震（safety shutdown earthquake），在地震时及地震后仍能保持它的完整性或可运行性。抗震2类物项则按常规抗震设计。

环境鉴定等级 安全有关的电气和仪表设备，须根据它所处的位置可能出现的环境条件，鉴定它的可运行性。不同的环境鉴定等级，在鉴定的条件和方法上有不同的规定要求。环境鉴定一般分4个等级：①用以证明安装在安全壳内部的电气和仪表设备，在正常工况、地震载荷、事故期间或之后的状态下，能完成它的规定功能的；②用以证明安装在安全壳内部的电气和仪表设备，在正常工况和地震载荷下，能完成它的规定功能的；③用以证明安装在安全壳外面的电气和仪表

设备,在正常工况和地震载荷下,能完成它的规定功能的;④用以证明在正常工况下,能完成它的规定功能的。

(姜锡驹 俞尔俊)

he anquan fagui

## 核安全法规 (nuclear safety regulations)

由国家立法或行政机构颁布的,为保证核能利用而制定的与核安全有关的法律性和规范性文件的总称。制定核安全法规是为了在核能的研究、开发和利用中保证安全、保证工作人员、公众和环境免受过量的辐射危害。

核安全法规的主要内容可概括为五个方面:①确立国家对核安全监督的法律基础;②授权监督管理机构建立基本制度;③确立核安全目标和基本要求;④为达到上述要求提供指导;⑤建立核能工业的安全技术标准、规范。

核安全法规的范围主要包括:①核设施安全;②核材料管制;③辐射防护;④环境保护;⑤运输安全;⑥保密保卫;⑦核事故应急;⑧事故责任和赔偿等。

核安全法规一般由法律、行政法规及部门规章、指导性文件和工业技术标准四大类组成。

**法律** 指由国家立法机构为建立核安全监督管理机构、确立基本管理制度而制定并发布的法律或法令。它为监督管理机构制定法规、导则奠定了法律基础。

**行政法规及部门规章** 一般是由政府或政府授权的核安全监督管理机构发布的规定、许可证审批制度和确立核安全基本要求的文件。行政法规及部门规章是具有法律约束力的文件。也有许多国家把许可证、许可证条件以及其他经法律程序规定为强制性文件的准则、目标也列入法规之列。

**指导性文件** 由核安全监督管理机构制定,但不具有法律约束力的指导性文件。例如与核安全有关的导则、核安全法规的有关技术性文件等均属指导性文件之列。

**工业技术标准** 一般由国家标准化机构、工业技术界制定的技术性规范文件。工业标准一般不是强制性的,对要解决的技术问题可以选择不同的标准,但所选用的标准必须满足政府法规的要求。在政府法规或许可证对某些标准有专门规定时,这些标准就具有法律效力。

(董柏年 张崇岩)

he anquan guanli jigou

## 核安全管理机构 (nuclear safety regulatory

body) 根据国家立法机构所制订法律和中央政府所颁发法令为保证核安全而设置,负责对核设施进行监督 and 控制的法定管理机构。它应独立于参与核设施的建设和运行的单位及其主管部门行使其法定权力。

**基本职能** 核安全管理机构的职能有制定法规和标准、颁发安全许可证、指导和监督核设施应急计划等。

**制定法规和标准** 核安全管理机构负责编制有关核安全、辐射防护和环境保护等方面的法规和标准,借以处理核设施在选址、设计、建造、运行和退役各阶段中的安全有关问题,并为行使其职能提供法律依据。

**颁发安全许可证件** 核设施安全许可证是核设施的业主或申请者据以进行建设、运行和退役等活动的法律文件之一,由核安全管理机构对提交的资料作出审评后颁发。业主或申请者违反安全许可证的规定并未能按核安全管理机构的要求采取纠正措施时,核安全管理机构可采取停止建设,停止运行,直至吊销许可证等强制性措施。

**指导和监督核设施应急计划** 见核事故应急管理。

**其他的职能** 包括组织和协调有关部门进行核安全的有关科学研究和开发工作,就核安全业务进行国际合作和交流,核准和颁发核设施操纵人员的执照等。

**组织和机构** 为了有效地履行核安全管理机构的职能,应根据国家的政治、工业体制、核能发展的长期规划和所要承担的责任来确定核安全管理机构的组织形式。通常应在许可证申请、法规、安全监督、行政和法律事务等方面设置编制,应配备若干具有广泛专业知识和工程经验以及具有辐射防护和安全方面综合知识的技术人员,依靠他们来组织评价核电厂的总体安全性,还应配备在行政管理、法律和发展规划方面有经验的人员,这样才能充分发挥管理机构的职能。

为了制订法规和导则及对核设施进行安全审评或监督工作,核安全管理机构可设立顾问和技术咨询机构、技术后援机构。

**顾问和技术咨询机构** 核安全管理机构可以从一些特殊技术领域如能源、卫生、劳动和环境保护等政府部门、各种研究机构和技术团体聘请具有专长和经验的专家作为顾问,也可以通过国际组织的赞助临时聘请专家咨询,或通过国际原子能机构邀请各种专业的代表团,对安全问题提供技术咨询。发展核能的国家为了能向其核安全管理机构提供帮助和建议,可以从其他政府部门或私人企业中抽调一批技术专家,组成临时或永久性的顾问委员会,其作用是:①对重大技术问题进行咨询。②受委托审评核设施许可证的申请,向



核安全管理机构提出咨询和建议。③及时征求各部门的意见和建议,转交给核安全管理机构。④协助核安全管理机构协调外部专家的工作。

管理机构的职责是独立地完成安全监督和控制方面的工作,聘请顾问提出建议或对某些决定提出咨询意见,并不减轻它应负的责任。至于技术咨询机构应设立多少个和向哪个部门报告工作,应由政府和核安全管理机构确定。

技术后援机构 技术后援的来源可以是对辐射防护和安全负有责任的政府部门(如卫生、环境保护或地震部门等),也可以通过国际组织聘请专家或组织各种专业的专家小组进行咨询,此外还可以是各种技术研究机构或大学科研机构,也可以聘请未受雇于核设施许可证申请者的各类专家作为技术后援力量。

参考书目

IAEA. 50-c-G Governmental Organization for the Regulation of Nuclear Power Plant. Vienna: Division of Publication IAEA, 1978

(任常平)

hedao

核岛 (nuclear island, NI) 见压水堆核电厂。

hedianchang

核电厂 (nuclear power plant) 采用铀(钚)作为核燃料,将它在裂变链式反应中产生的能量转变为电能的发电厂。核燃料在反应堆内产生的裂变能,主要以热能的形式出现。它经过一次和二次冷却剂的载带和转换,最终用蒸汽驱动汽轮发电机组发电。

核电厂类型 核电厂主要以反应堆的种类相区别,有压水堆核电厂、沸水堆核电厂、重水堆核电厂、石墨水冷堆核电厂、石墨气冷堆核电厂、高温气冷堆核电厂和快中子增殖堆核电厂等。

目前大多数商业运行的核电厂属于水堆型,包括压水堆、沸水堆和重水堆。正在研究开发中的有快中子增殖堆和高温气冷堆核电厂。其他如石墨水冷堆核电厂和第一、第二代石墨气冷堆核电厂由于安全或经济的原因已不再建造。

为了使核电厂更加安全和经济,一些国家正在改进现有的轻水堆型,提出了先进压水堆(APWR)和先进沸水堆(ABWR)概念。

核电厂的组成 核电厂由核岛(主要是核蒸汽供应系统)、常规岛(主要是汽轮发电机组)和电厂配套设施三大部分组成。

以压水堆核电厂为例,核燃料被放置在反应堆压

力容器内。当发生链式反应时,一次冷却剂流经压力容器被燃料组件加热,通过一回路管道进入蒸汽发生器,使其二次侧的水变成蒸汽,驱动汽轮发电机组发电。一次冷却剂通过压水堆一次冷却剂泵打回压力容器,成为一个封闭回路,即一回路系统。

在蒸汽发生器二次侧生成的蒸汽经核汽轮机做功后,在主凝汽器内被冷凝成水,经逐级加热并由给水泵送回蒸汽发生器,形成另一封闭回路,称为二回路系统。压水堆核电厂由于使用饱和蒸汽,高压缸排汽湿度较大,所以在汽轮机的高压缸和低压缸之间设置了汽水分离再热器,以提高低压缸的进口蒸汽温度和干度,从而提高汽轮机的热效率和使用寿期。当核电厂甩负荷时,汽轮机的蒸汽旁路阀开启,将蒸汽直接排至凝汽器,以避免一、二回路系统压力过高。

主凝汽器所需的循环冷却水,由水泵房提供。核电厂的汽轮机所需的冷却水量较常规火电厂大,所以大都建在海边或大江、大河的岸边。一般核电厂的冷却水流过凝汽器后直接排回水域(一次通过方式)。也有核电厂由于水源不足或为了防止热污染,采用冷却塔方式循环冷却。

反应堆厂房(即安全壳)是密封的。核电厂所有带有强放射性的关键设备都安装在此厂房内。在发生严重事故时(如主管道破裂事故)可以将泄漏出来的放射性物质包容在厂房内,而不致污染环境。

核电厂的安全措施 为了保证核燃料在任何情况下都能得到冷却而免于烧毁熔化,核电厂设置有多项专设安全设施。快中子增殖堆核电厂则设计得使堆内的冷却剂液位始终高于堆芯;高温气冷堆核电厂往往将整个堆芯以及主风机和蒸汽发生器等都安置在预应力混凝土容器内,以确保堆芯的冷却。

核电厂除了正常供电系统外,还设置有应急电源。它由数台柴油发电机组和相应的供电系统组成。当全厂断电时,柴油发电机组迅速启动并向有关安全设施供电,以保证核电厂的安全。

核电厂的三废处理 核电厂在生产过程中会产生各种放射性废物。放射性固体废物,如污染的工器具和工作服等,经处理后暂存在厂区内,存放一段时间后再转移到厂外废物库贮存。放射性活度较高的废液经减容后固化,视同放射性固体废物。放射性活度较低的废液和放射性废气经存放、净化或处理后,待其放射性活度降低到国家规定限值以下在监督下向环境排放。(见放射性废物处理)

核电厂的控制和负荷调节 核电厂的控制是通过在反应堆堆芯内改变中子吸收材料的数量和位置来控制的,如通过改变控制棒在堆芯内的插入深度来改变反应堆的中子通量密度,从而控制核电厂的出力(见压

水堆控制)。由于核燃料组件结构复杂、运行条件苛刻,如果功率变化太迅速,燃料组件易于损坏,因此对负荷的变化速率有一定的限制。一般核电厂只带基本负荷(由于经济原因也以带基本负荷为宜)。有些国家核电厂的发电容量占电力系统总装机容量的比例较大,为了使核电厂能参加电力系统的负荷调度,对燃料组件的结构进行了改进,并采取了其他措施,但很少作为调频电厂。(见运行特点)

关于核电厂的安全性、可靠性和经济性,见核电厂安全性、核电厂可靠性和核电厂经济性。

(陈维敬)

hedianchang anquan guanli

**核电厂安全管理** (safety regulatory system for nuclear power plant)

由于核电厂对环境和公众存在着核辐射和释放放射性物质的潜在危险,因此必须对核电厂进行严格的核安全管理,即在核电厂的选址、设计、建造、调试、运行和退役这几个阶段,都必须实行核安全管理。尽管向环境释放放射性物质,只有在核电厂投运后才有可能发生,但是厂址是否适宜,设计是否正确,建造是否合乎质量要求,调试是否全面并发现和解决了存在的隐患,都直接影响核电厂是否能安全运行。所以核安全管理应贯穿于核电厂的全寿期和全过程。

按国际惯例,核安全管理的要点是:由一个独立于设计、建造和运行单位的国家核安全管理机构对核电厂的选址、设计、建造、调试、运行和退役中的所有有关核安全的问题进行管制,这种管制是以核安全法规为法律依据,以安全标准作为技术基础的;核安全管理是通过实施核电厂安全许可证制度实现的。

**核电厂安全许可证制度** 核电厂安全许可证件分为两大类:一类是对设施方面的,有五种安全许可证件,即核电厂厂址安全审查批准书、核电厂建造许可证、核电厂首次装料批准书、核电厂运行许可证和核电厂退役批准书,这五种安全许可证涉及到核电厂的选址、设计、建造、装料、调试、运行和退役各个阶段,申请单位只有获得了某个阶段的安全许可证件,才能被允许开始该阶段的工作;另一类是对人员方面的,有操纵员执照和高级操纵员执照两种安全许可证件,持有操纵员执照的人员方可操纵核电厂反应堆控制系统,持有高级操纵员执照的人员方可担任操纵或者指导他人操纵核电厂反应堆控制系统。对安全许可证件的管理由国家指定的专门机构来负责。在中国,根据《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》的规定,由国家核安全局负责制定和批准颁发核电厂安全许可证件。安全许可证件的管理包括①申请和颁发;国

家核安全机构收到申请者提交的某一阶段的申请书和安全有关文件后,由其组织、授权的核安全技术机构进行技术审评,并提出安全评价报告。国家核安全机构同时征求各有关部门、地方政府的意见。最后经过核安全专家委员会的咨询审核后,颁发这一阶段的安全许可证件。②中止或吊销:对严重违反核安全许可证件中的规定以及违章导致核电厂事故等情况者,将中止或吊销其安全许可证件。(见核电厂安全许可证制度)

**核电厂安全监督检查** 安全许可证颁发后,对核电厂是否认真承担起全面的安全责任和是否真正履行核安全管理要求,要通过监督检查活动加以核实。这种监督检查活动由国家核安全机构及其地区核安全监督站依法进行。核电厂及其主管部门也应进行检查活动。在选址和设计阶段,要检查选址活动是否遵守核安全管理要求及批准的范围;核实厂址特性是否符合申请文件;检查核安全许可证申请者的资格及其质量保证能力;以及核查核电厂设计者、安全有关设备的供货者和承担者的资格及其质量保证能力。在土建、制造和安装阶段,要核实与安全有关材料、部件、构筑物 and 系统是否满足核安全管理要求和安全许可证条件,以及是否符合良好的工程惯例;核实与安全有关的物项的制造、建造、安装和试验活动是否满足核安全管理要求和许可证条件,并遵循总的安全目标(见核电厂建设安全监督)。在运行阶段,要核实核电厂的运行是否严格遵守运行许可证规定的限值和条件,以及核电厂工作人员是否胜任安全运行工作(见核电厂运行安全监督)。

核安全检查的方法有:①文件检查;②现场观察;③座谈和采访;④测量或试验。具体的核安全检查可以分为日常的、例行的和非例行的。非例行检查可以是事先通知的或事先不通知的。核安全日常检查由常驻核安全监督员进行,核安全例行检查由核安全监督组或检查组执行,非例行检查也可由监督员和聘请的专家组成检查组去执行。

接受核安全监督的核设施营运单位应及时、如实地报告安全情况,并提供有关资料;对所营运的核设施的安全、核材料的安全、工作人员和公众以及环境的安全承担全面责任。营运单位在核设施建造、运行前,必须向国家核安全机构提出申请,并提交安全分析报告和有关资料,履行许可证申请手续。

核设施营运单位的上级主管部门也要对其营运单位进行督促检查;参与有关核安全法规的起草和制订;组织所属核设施的厂内外应急计划的制订和实施;以及负责对所属核设施各类人员的技术培训管理和考核等。

(林诚格)

hedianchang anquanji dianqi shebei

## 核电厂安全级电气设备 (safety-related electrical equipment for nuclear power plant)

指用于反应堆紧急停堆、安全壳隔离、反应堆紧急堆芯冷却和反应堆厂房排热以及其他主要用于防止放射性物质大量向环境释放系统的电气设备,包括电机、电器、电缆、蓄电池、充电器、控制保护器件等各类电气设备。所有这些电气设备,在发生故障时都会影响到核电厂的核安全,均属安全级也称 1E 级(见核安全等级)。安全级电气设备必须经过严格的质量鉴定,并符合特殊的技术条件和安装要求。

**设备质量鉴定** 主要任务是要保证这些设备在规定的使用条件下能无故障地执行其安全功能。质量鉴定可以采用型式试验、运行经验总结或理论分析等方式来完成。对安全级电气设备,除执行通常的鉴定程序外,还要增加地震条件下以及事故时和事故后环境条件下的质量鉴定项目。如何进行抗震鉴定或地震和事故条件下的鉴定,根据设备安装部位和使用条件的不同来决定。

**地震条件下的质量鉴定** 设备的抗地震性能可以用分析方法、试验方法或两者结合的方法来鉴定。在进行地震试验以前,设备要经受规定的老化(对在正常和非正常条件下承受非地震振动的设备,要进行振动老化)。

**事故环境条件下的质量鉴定** 在模拟的设计基准事故时和事故后的环境条件和设备带电状态下对设备进行质量鉴定。所采用的环境条件通常包括大剂量的电离辐射、温度、压力、蒸汽和化学物的喷淋等。

**设备产品技术条件** 对于某些安全级电气设备的产品技术条件,有其特殊要求。

**柴油发电机组** 作应急电源用的柴油发电机组,除上述鉴定要求外,还要考核机组按规定条件启动、带负荷和卸负荷的能力。发电机要能承受它所连接的厂内系统中短路和过电压故障的作用,甩负荷后的超速和一定次数的失步。每台机组的辅助系统应是完全独立的,并要能保证机组在任何条件下,包括地震时和地震后的条件下,都能迅速启动和运行。

**仪表控制屏** 要在设计基准地震条件下,屏上所装的各种器件不会发生误动作。在同一屏上所装的各种多重线路和器件应保持一定间距或用防火屏障隔开。其进出线不应使用同一路径。所采用的器件、材料和布线应是阻燃和耐辐射的。

**蓄电池** 要按抗震要求设计。对安装于累积吸收剂量高于  $10^2\text{Gy}$  场所的蓄电池,还要考虑辐照的影响。

**安全壳电气贯穿件** 要在额定电压、额定持续电流、短时过负荷或短路电流,以及在正常运行时的热循

环、设计基准事件、地震、老化和辐射条件下,都不会发生电气故障或导致漏气率超过规定标准。

**电子元器件** 在规定使用条件下,要满足性能和可靠性方面的要求。

**电缆** 应是阻燃和耐辐射的,还要满足能承受设计基准事故时和事故后环境条件的要求。

**设备的安装要求** 为避免共因故障,多重设置的柴油发电机和蓄电池应放置在不同的安全级建筑物内,其他多重设备之间应保持一定的间距,或采用屏障隔开。安全级和非安全级线路之间应当隔离。电动机的位置虽取决于它所驱动的设备,但也要考虑电气间距的要求。在电缆和电缆管道附近,不得有开关装置、变压器、转动机械等高能量设备,或会产生飞射物或管道甩击的危险源。

在设备的安装设计中还应考虑防地震要求。

(赵荣潜)

hedianchang anquanxing

## 核电厂安全性 (safety of nuclear power plant)

着重考虑核电厂产生的辐射对核电厂工作人员和公众健康的不利影响,以及对土壤、空气、水或食物的放射性污染。它不包括任何工业都会造成的比较普遍的危害,也不考虑厂内设备及经济上的损失。

核电厂安全性以辐射安全为内容,这是由其特殊性所形成的。在反应堆内的核裂变过程中,除了释放巨大的能量以外,伴随着有大量放射性物质的生成。核反应堆每 1W 热功率,在燃耗末期积累的放射性活度将为  $3.7 \times 10^{10}\text{Bq}$ ,一个 1000MW 电功率的核电厂,反应堆内的放射性活度可高达  $10^{20}\text{Bq}$ 。这些放射性物质即使少至百万分之一释放至环境,就会显著地影响居民的健康和正常的活动。此外,核反应堆释放巨大的能量的潜力及反应堆停堆后长期地释出衰变热将使得得不到有效冷却的燃料元件损坏,因而有可能造成放射性外逸。

**安全目标** 保证公众和厂内人员所接受的辐射剂量在任何运行工况下不超过规定限值,并符合合理可行尽量低的原则;在事故工况下保持在可接受限值以内(见设计基准事故);导致高辐射剂量或放射性物质释放至环境的严重事故的可能性必须极小。

根据核电厂的特征,为保证安全,必须满足三方面的总的设计要求:①必须提供安全停堆手段,使在运行状态中和事故工况期间及事故工况后反应堆均能安全停堆,并保持在安全停堆状态;②必须提供排除余热的手段,使停堆后(包括事故工况停堆后)从堆芯排出余热;③必须提供减少放射性物质释放的可能性的手段。核电厂设计须保证各系统能提供为达到这三方面总的

安全要求所必需的安全功能，从而满足安全目标。

**纵深设防** 为防止放射性物质的逸出，压水堆核电厂普遍采用三道实体屏障：燃料元件包壳、反应堆冷却剂压力边界和安全壳。核反应堆正常运行时大部分放射性裂变产物保持在燃料芯块内，部分气态裂变产物散布在芯块与包壳之间空隙内，燃料包壳将全部裂变产物封闭在其内部。在燃料元件包壳有破损的情况下，部分裂变产物会释放到反应堆冷却剂系统，通过反应堆冷却剂净化系统加以去除。在燃料元件包壳及反应堆冷却剂压力边界同时受损的情况下，裂变产物将释放到安全壳内，封闭在安全壳内的裂变产物将受到处理并在严格控制下把其一部分释放至环境。

核电厂的各项工作以纵深防御原则为安全技术的基础及总的指导思想。根据这一原则，核电厂的安全措施以多层次设防为主要特征，无论是各项活动的组织还是与之有关的设备都是多层重叠设置，使得个别的失效或差错可得到补救或改正，而不致使工作人员或公众受到伤害，甚至极不可能发生的多重失效的综合，也只会给公众造成很小的危害。纵深防御可分为五个保护层次：第一层——保守的设计、质量保证、监督活动以及人员安全素养的综合，使得限制放射性释放的一系列屏障都得到加强；第二层——对运行工况的全面监测措施；第三层——设置反应堆保护系统和专设安全设施；第四层——事故处置的各项措施；第五层——厂外应急设施和措施。

执行安全功能的设备必须是安全级设备。安全级设备应按所执行的安全功能的重要性确定其安全等级，并按其安全等级确定它的设计和制造规范等级、质量保证等级、抗震分类和环境鉴定等级。核电厂安全运行所必需的一些设备，在电厂寿期内，应经得起可能发生的地震、洪水、潮汐、海啸、龙卷风等自然灾害的影响。在设计基准地震下反应堆须能安全运行，在当地可能发生的最大地震——安全停堆地震下，须能保证安全停堆。（见核安全等级）

安全设备应满足冗余度要求。目前核电厂普遍采用的冗余度要求是满足单一故障原则，即任何可信的单一设备故障，不应妨碍反应堆保护系统及所有专设安全设施完成其应有的安全功能。（见核安全系统设计准则）

每座核电厂在开始建造和运行之前，均需作出安全评价，这种评价应写成正式文件，并经过独立的审评。还要根据新的重要的安全信息不断加以修正。目前使用的是两种互相补充的评价方法，确定论方法和概率论方法，把它们结合起来用于评估和提高设计和运行的安全性。

**安全责任** 必须有一个职责分明的营运单位对每

座核电厂的安全运行全面负责。营运单位担负核电厂安全的最终责任，这个责任不因设计单位、供货厂商、建造单位及国家核安全机构各自的活动和责任而减轻。

各拥有核电厂的国家都设有一个在安全方面对核电厂的建造和运行有批准和监督职权的法定机构。国家核安全机构应拥有为执行其职能所必需的法定权力。为了不受干扰地执行其职能，它应该独立于其他机构，特别是与核电开发和生产有关的机构。

**经验与教训** 核电厂运行经验的积累，已充分证明核电是安全的能源。据统计，核电厂对周围居民的每年辐照剂量还不到 0.01mSv，仅相当于一次 X 光透视受到的剂量的几十到几百分之一。美国是世界上核电厂最多的国家，它的核电厂平均使每个美国人增加的放射性照射小于天然本底的万分之一。1978 年美国医学协会科学事务委员会指出，烧煤电厂由于污染造成的死亡概率是相同规模的核电厂的 400 倍。1981 年 6 月世界卫生组织主办的国际讨论会上，专家们提供的数据表明，和煤电、油电相比，核电对人类的危害小得多。

核电安全的研究和核电运行历史的积累都证明核电安全的主要风险来自于多重设备失效与操作失误的严重事故。如果计算到 1986 年核电厂积累约 4000 堆·年的运行历史，其间发生过两次严重事故（见三里岛核电厂事故、切尔诺贝利核电厂事故）。三里岛核电厂事故中，虽然反应堆堆芯受到了严重的损坏，但因安全壳包容了放射性物质，对人员和环境的影响极小。切尔诺贝利核电厂事故则因设计上的缺点及操作人员严重错误操作，造成了人员伤亡及巨大的经济损失。

在切尔诺贝利核电厂事故后，在国际原子能机构的主持下，各国专家总结肯定了几十年来核工业界安全实践中行之有效的概念与原则，针对严重事故提出了重要的预防和缓解策略。以现有的核电厂技术水平来说，发生堆芯严重损坏的概率低于  $10^{-4}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 。将来的核电厂实施所有的安全原则后，应该达到更先进的指标，即每运行堆·年约不超过  $10^{-5}$  次这类事件。严重事故的处置和缓解措施应当使需要厂外短期响应的大量释放放射性至厂区以外的概率至少比现在降低一个数量级。应当说，达到这样指标的核电厂的安全性是完全可以接受的。

（俞尔俊）

hedianchang anquan xukezheng zhidu

**核电厂安全许可证制度** (nuclear power plant licensing system) 通过颁发批准书或许可证的办法对核电厂的选址、设计、建造、调试、运行



和退役等六个阶段进行安全管理的一种制度。颁发批准书或许可证是安全管理机构向业主或申请者授权进行某种活动的一种形式。中国根据《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》的规定,由国家核安全局负责制定和批准颁发核电厂安全许可证件。

**核电厂的安全许可证件** 可分为核电厂设施和人员两大类,详见下表:

核电厂安全许可证件	设施	核电厂厂址安全审查批准书
		核电厂建造许可证
		核电厂首次装料批准书
		核电厂运行许可证
		核电厂退役批准书
	人员	操纵员执照
		高级操纵员执照

**核电厂厂址安全审查批准书** 根据中国基本建设程序规定,国家计划委员会在收到国家核安全局的“核电厂厂址安全审查批准书”和国家环境保护局的“核电厂环境影响评价报告和批准书”后,批准“可行性研究报告”和营运单位申请的厂址(见厂址选择)。在厂址安全审查阶段的审评重点是:安全设计基准;影响核电厂设计基准的厂址条件;核电厂对环境的影响;采取应急措施的可行性。

**核电厂建造许可证** 核电厂的营运单位(指申请或持有安全许可证,可以经营和运行核电厂的单位)向国家核安全局提交“核电厂建造申请书”、“初步安全分析报告”(见安全分析报告)和其他有关资料(如系统手册、设计报告等)。国家核安全局审评后,颁发“核电厂建造许可证”,批准核电厂建造,方可开始核岛混凝土浇注。颁发建造许可证之前审评的重点是:总体设计;工艺系统;初步事故分析;辐射防护,防火及安全保卫;质量保证;申请者及供货者的资格和组织。

**核电厂首次装料批准书** 核电厂安装完毕,经过运行前试验后进入首次装料阶段。核电厂的营运单位向国家核安全局提交“核电厂首次装料申请书”、“最终安全分析报告”和其他有关资料。国家核安全局审评后,颁发“核电厂首次装料批准书”,批准首次装料,许可进行带核反应的调试(见调试),按批准的计划提升功率,以及为期十二个月的试运行。为颁发“核电厂首次装料批准书”而进行的审评的重点是:核电厂各部分和各系统的最终设计(见工程设计);核电厂建成后的最终状态;质量保证大纲实施结果及役前检查结果;初步运行计划,包括运行工况,运行限值以及运行质量保证计划;最终的事故分析;运行操作规程;运行组织与

人员资格;调试大纲;辐射防护计划;应急计划。

**核电厂运行许可证** 核电厂完成首次装料,临界和提升功率后,经试运行十二个月后可以申请正式运行的许可证。核电厂的营运单位向国家核安全局提交“核电厂运行申请书”,修订的“最终安全分析报告”和其他有关资料。国家核安全局审评后,颁发“核电厂运行许可证”,批准正式运行,许可在遵守“核电厂运行许可证”规定的条件下长期运行。为颁发运行许可证而进行审评的重点是:试运行结果;修订的运行工况、限值及运行规程;定期试验、维修以及在役检查方案;再培训计划;关于放射性物质向环境排放的报告。

**核电厂退役批准书** 核电厂在达到使用寿命时,应进行退役。一般设计寿命为40年左右。核电厂经过几十年运行后,反应堆积存有约 $10^{16}$ Bq的放射性物质,因此要有严格的安全措施来退役以保护环境和公众。核电厂的营运单位向国家核安全局提交“退役计划书”,经审评后,国家核安全局颁发“核电厂退役批准书”(临时)后,许可开始进行核电厂退役活动。核电厂退役完成后,经过国家核安全局检查合格,颁发“核电厂退役批准书”,该核电厂才正式退役。为颁发“核电厂退役批准书”而进行审评的重点是:核电厂运行结束时放射性物质的性质和数量;退役步骤及方法;退役后各阶段的状态;退役后各阶段的厂区保卫和环境监测。

**操纵员执照** 持此执照的人员方可操纵核电厂反应堆控制系统。具备下列条件的,方可批准发给“操纵员执照”:

- (1) 身体健康,无职业禁忌症;
- (2) 具有大专以上文化程度或同等学历;
- (3) 经过运行操作培训,并经考核合格。

**高级操纵员执照** 持此执照的人员方可担任操纵或者指导他人操纵核电厂反应堆控制系统。具备下列条件的,方可批准发给“高级操纵员执照”:

- (1) 身体健康,无职业禁忌症;
- (2) 具有大专以上文化程度或同等学历;
- (3) 经运行操作培训,并经考核合格;
- (4) 担任操纵员二年以上,成绩优秀者。

持有“高级操纵员执照”的人员方可担任核电厂正、副值长和运行部主任的职务。核电厂每个运行班组中必须至少有三个以上的持照人员,其中至少应有一人持有核电厂“高级操纵员执照”。

职业禁忌症是指:癫痫、精神病、糖尿病、高血压、心脏疾病、阵发性昏厥、美尼尔氏综合症、听觉或视觉缺陷、色盲、神经官能症以及可能引起判断力减弱或运动肌共济失调的任何其他身体或精神疾病。

**核电厂安全有关文件** 申请者提交的核电厂安全

有关文件较多,主要有核电厂安全分析报告,核电厂退役计划书,核电厂环境影响报告书等。

**核电厂安全分析报告** 许可证件申请者向国家核安全局提交的安全文件,包含核电厂的总说明,设计、事故分析以及为尽量减少工作人员和公众遭受损害所采取的措施等方面的资料。(见安全分析报告)

**核电厂退役计划书** 退役申请者向国家核安全局提交的文件,包含退役的分阶段实施计划和达到的目标,安全分析和安全措施等。申请者在退役实施前要提交“退役计划书”,在退役完成后要提交“退役后报告”。“退役计划书”一般包含下列内容:①核电厂停闭后的状态;②核电厂在最终停闭后以及在各个分阶段的放射性总存量;③退役方案;④使用的技术和预计进度;⑤退役安全分析;⑥各个分阶段的退役状态;⑦乏燃料和放射性废物的处置;⑧辐射防护措施;⑨现场人员接受剂量的控制和估计;⑩退役活动对环境的辐射影响和公众剂量估计;⑪保卫措施;⑫实施退役的组织机构;⑬退役的培训计划;⑭退役的质量保证大纲;⑮不受限制地使用材料和厂地的标准。“退役后报告”的内容要叙述退役的最终状态、退役工作总结、对所用退役技术的评价等。

**核电厂环境影响报告书** 核电厂营运单位在申请审批厂址、建造许可证和反应堆首次装料三个阶段许可证时,分别提交给国家环境保护局的文件。这三个阶段的三份环境影响报告书是关于拟建电厂的一套连续的、完整的独立文件。环境影响报告书包括以下内容:①概述,包括核电厂名称、性质、规模、建设目的和环境影响报告书的编制依据;②厂址与环境,有关地理位置、人口分布、土地利用及资源概况、气象、水文、地质地震、居民健康状况和噪声;③电厂;④电厂施工建造过程对环境的影响;⑤电厂运行的环境影响;⑥电厂事故的环境影响;⑦流出物监测和环境监测;⑧厂址筛选;⑨电厂建设和运行的效益分析;⑩结论。(见环境影响报告)

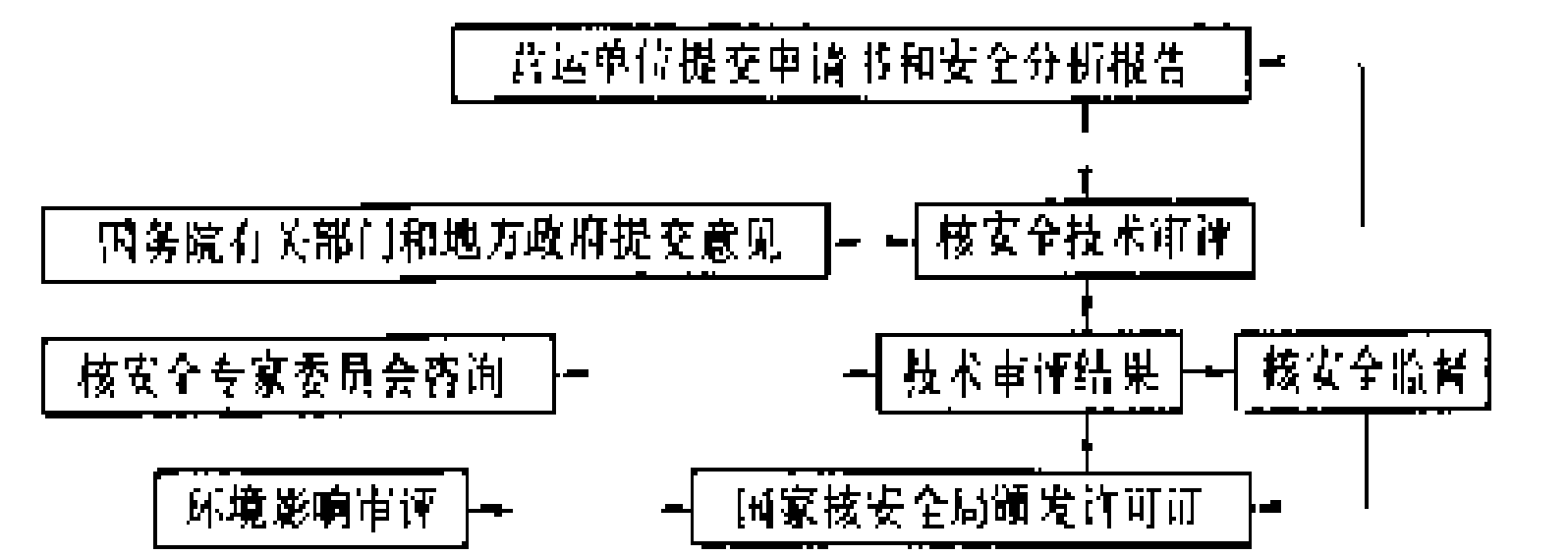
**核电厂安全许可证的管理** 包括安全许可证的申请、审查、颁发和中止或吊销。

**许可证的申请和颁发** 国家核安全局在收到申请者提交的申请书及安全分析报告后,应于一个月内确认接受或不接受该项申请。如确定接受该申请,随后即应组织所授权的核安全技术机构实施技术审评。技术机构经过审评,最终提出技术审评报告。国家核安全局同时还应将申请书及有关资料分送国务院其他有关部门及核电厂所在的省、自治区、直辖市人民政府征询意见。国务院有关部门、地方人民政府应在三个月内就所主管的范围提出书面答复。涉及环境保护方面的问题由国家环境保护局审查。核电厂所在地公众对核电厂

建设的意见则由地方人民政府考虑和表达。技术审评报告先经国家核安全专家委员会审议和咨询,由国家核安全局在考虑国务院其他有关部门、地方人民政府的意见,以及监督检查报告后,再批准技术审评报告和颁发许可证件。许可证的申请和颁发程序见图。

**许可证申请材料的审评** 审评的目的是为了确定申请者所提交的文件资料内容是否符合国家核安全法规的要求,是否有足够的措施保障工作人员和群众的健康、保护环境。①在批准厂址时,从安全方面确定核电厂与所选厂址之间的适宜性;②在批准建造许可证时,审评核电厂的设计安全原则和承诺;③在颁发首次装料批准书前,确定核电厂是否按认可的设计建成,是否符合核安全法规,是否已达到要求的质量并有完整合格的质量保证记录;④在颁发运行许可证前,审评试运行的结果是否与设计一致并确认修订过的运行工况和运行限值及条件;⑤在颁发退役批准书时,审评核电厂的退役步骤和退役各阶段的状态是否符合安全要求。

**许可证的中止或吊销** 对拒绝执行核安全规定或严重违章操作致使核电厂损坏,功能失常造成长期不合格或严重不合格,或发生对现场工作人员、公众和环境造成不适当的放射性危害时,将中止或吊销许可证。



核电厂安全许可证的申请和颁发程序  
(林诚格)

hedianchang anquan yaoqiu  
**核电厂安全要求** (safety requirements of nuclear power plant) 建立并维持一套有效的防护措施,使公众和厂区工作人员所受到的辐射在各种运行工况下保持在规定限值以内。这一总要求,也称核电安全的总目标。

核电厂也具有任何工业都会造成的一般危害,但从此安全总要求可以看到,核电厂着重考虑的是它最突出的问题——辐射安全。

作为一个普遍公认的要求,核电厂产生的风险水平应不超过其他能源产生的风险水平。

由于核电厂的放射性危害主要来自严重事故,因此,作为总要求的一部分,要求严重堆芯熔化事故发生的概率应极低。国际原子能机构的国际安全咨询组(INSAG)提出,此概率应低于 $10^{-4}$ /(堆·年),并争

取达到低于  $10^{-5}$ /(堆·年)。这个安全目标的数量指标是衡量安全程度的一个尺度,可以评价核电厂符合安全要求的程度,明确改进方向。

为了达到核电厂安全要求,在各种有关核电的工作中,应贯彻执行核电安全的基本原则,这些原则概括了各国多年来行之有效的核电安全的基本内容。

中国的《核电厂设计总的安全原则》(HAF 0211)中,给出的核电安全基本原则是:

(1) 在核电厂的选址、设计、建造和运行中必须遵循:①所有人员受到的放射性照射应符合国家规定的要求和合理可行尽量低的原则;②事故对所有的人员造成的放射性照射风险应按国家规定的要求低至可接受的程度。

(2) 防止裂变产物向周围环境逸出对安全是头等重要的事情。为防止放射性物质外逸,通常采用一系列屏障。如其中某些屏障还执行其他功能,仅在无损于安全的前提下才允许屏障执行双重功能。

(3) 构筑物、系统和部件的设计必须能防止发生直接或间接导致任一屏障失效的可信事件或其组合,或减轻其后果。

(4) 厂址特征的评价,特别是对于潜在的自然事件(地震、洪水、龙卷风等)和外部人为事件(飞机坠毁、爆炸等)评价的结果应能用以确定设计中应考虑的各种最严重的外部现象和事件的参数。如不能选定这些厂址参数的实用值时,则应放弃该厂址。

(5) 为了在发生任何可信事件或内部或外部事件的可信组合后仍能保持屏障的完整性,设计中必须对保证可靠地停闭反应堆、冷却堆芯和排除余热予以高度重视。

(6) 厂址的特征必须提供可靠的长期排热能力,即必须有一个可靠的最终热阱。

(7) 应建立一个在安全方面对核电厂的建造和运行有批准和管理权的法定机构。

(8) 国家核安全部门应拥有为执行其职能所必需的法定权力,而且不应对核电的发展和生产负责。为了不受干扰地执行其职能,它应该独立于其他机构,特别是与核电的发展和生产有关的机构。

(9) 在授权建造核电厂之前,国家核安全部门必须进行适当的审查和评定,以确认电厂的选址、设计和建造的安全方面已满足要求。

(10) 在核电厂运行的授权之前,国家核安全部门必须进行适当的审查和评定,以确认电厂的选址、设计、建造连同所提出的运行规程、运行限值和条件以及应急计划能提供足够的安全性。

(11) 国家核安全部门对其管辖下的所有核电厂必须进行监督,只有在认为运行是安全时才允许正常

运行。

(12) 必须有一个职责分明的营运单位对每座核电厂的安全运行全面负责。

(13) 运行限值和条件必须成为据以向营运单位授权运行电厂的基础的一个重要组成部分。这些限值和条件必须包括:①对工艺变量和其他重要参数的限制;②安全系统的整定值;③对电厂维修、试验和检查的要求,以确保构筑物、系统和部件能按设计所规定的要求执行其功能。

(14) 必须制定应急计划,借以在有关单位间进行协调,并在发生导致或可能导致大量放射性物质弥散到厂区边界外的事故时,用以实施必要的措施。

(15) 必须采取一切合理的预防措施,以防止人员作出有意危及安全的或可能危及安全的、未授权的行动。

(16) 必须制订并执行一项质量保证大纲。

(17) 质量保证大纲必须应用于能影响质量的所有活动,诸如设计、采购、加工、制造、装卸、运输、贮存、清洗、施工、安装、试验、调试、运行、检验、检查、维护、修理、换料、修改和退役。

(18) 在设计阶段中,必须高度重视便于维修、设备去污以及电厂退役的措施。

(19) 退役必须按照所部署的大纲进行,以保证安全。

#### 参考书目

IAEA. Safety Series No. 75-INSAG-3, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants. Vienna; IAEA, 1988

(姜锡驹 俞尔俊)

hedianchang changyongdian xitong

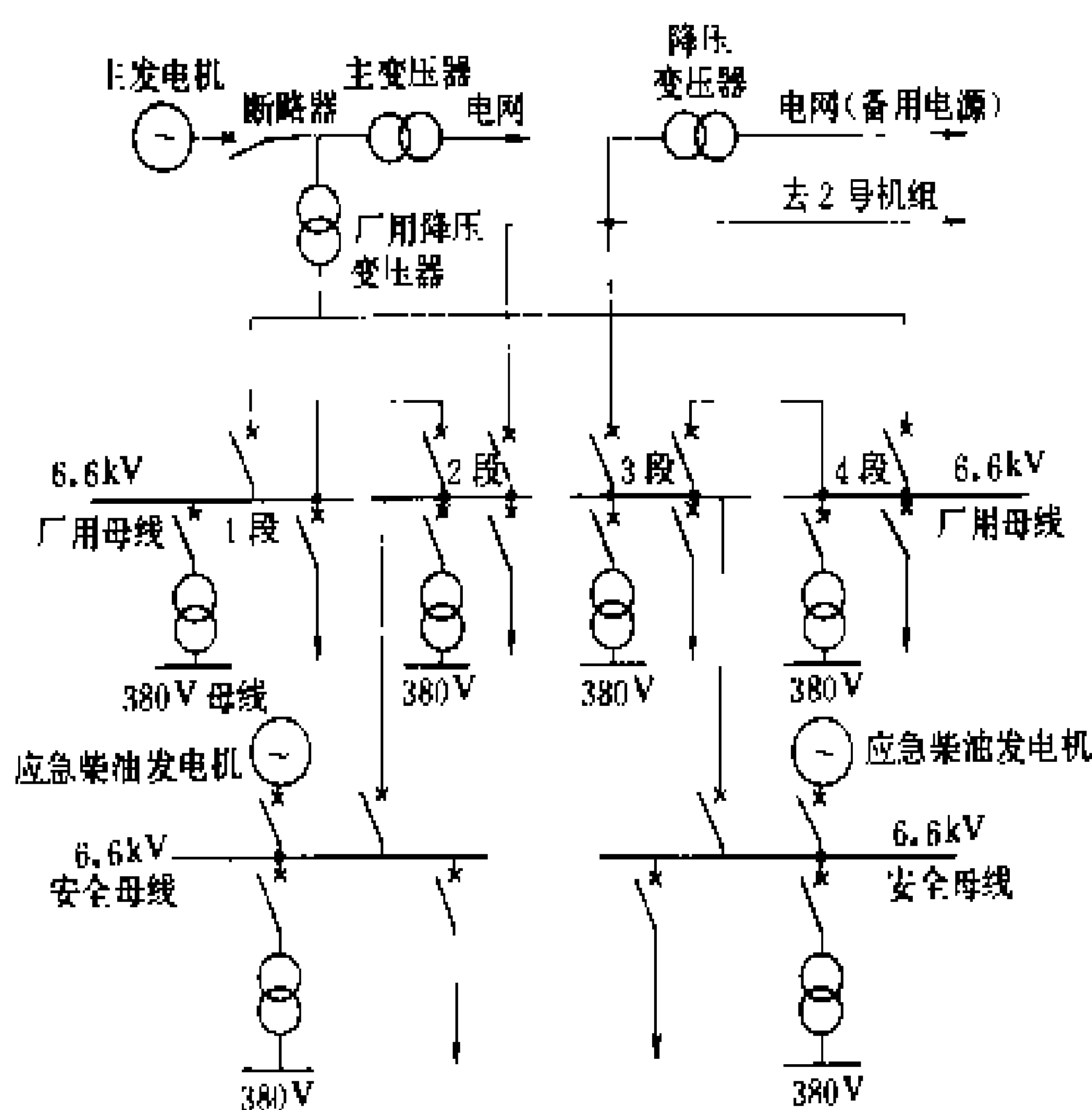
**核电厂厂用电系统** (house supply of nuclear power plant)

核电厂运行及反应堆关停和事故情况下所需的电源系统。核电厂对厂用电要求很高,通常需要有两路以上的外界电源,而且彼此应在实体上是相互独立的和分隔的,以尽可能降低同一故障引起两路电源同时断电的概率。当核电厂发电机经主变压器和电网高压输电线连接时,一路电源由发电机和主变压器之间引出作为本厂的正常厂用电电源。该路电源,当发电机停运时,由电网供电,并将发电机隔离。另有一路电网电源供厂用电用,亦作为备用电源,在核电厂起动和停运时使用。

两路厂用电电源分别接到数段 6.6kV 厂用母线上。正常运行时可由本厂发电机组和另一电源供电(见图)。当正常电源失电时会自动切换到另一厂用电电源。为了确保核电厂的安全,另外还设置至少两段厂用电

安全母线。核电厂的专设安全设施以及其他有关安全设施的用电设备都接在此安全母线上,使核电厂在严重事故状态下能安全停堆并维持在停堆冷却状态,以尽可能降低放射性物质外逸影响周围环境。

核电厂在停止运行后,反应堆仍在不断地进行剩余释热,所以必须不间断地供应安全母线电源,使在全厂断电时仍能保持堆的冷却,因此核电厂设置了应急柴油发电机组。每一安全母线上均连接一台柴油发电机组作为事故电源,另有一到两台柴油发电机组备用。



核电厂厂用电主接线图

设置应急柴油发电机组是保证核电厂安全的非常重要的措施之一。电功率1000MW核电厂的应急柴油发电机组的功率约为4000kW。它包括全套发电机组及其辅助设施以及专用的燃料供应系统。它应能保证随时迅速起动,并在很短时间内带负荷。柴油发电机组在供电前,安全母线上的负荷应先自动切除,并按照所要求的程序起动有关设备。因此在选择柴油发电机组时,除了能保证迅速起动并带负荷外,还必须考虑起动时和带负荷时的时间顺序要求及其阶跃加载性能,并要保证在突加或突卸负荷时的暂态过程影响,不使柴油发电机组的电压和频率变化达到不允许的数值。

核电厂的各种监测仪表、控制、信号和开关操作等都配备有各种直流电源。它们均采用多路配置,每一路至少包含一组蓄电池、一个蓄电池充电器和配电设施。在正常运行期间,蓄电池以浮充电方式运行。

(赵荣潜 陈维敬)

hedianchang fanghuo

**核电厂防火** (fire protection of nuclear power plant) 核电厂发生火灾或由明火引起爆炸后,

常常会导致放射性物质释放至外环境,从而对环境和公众造成危险。因此,防火工作在核电厂占有重要位置。核电厂在各种情况下都必须具备足够的防火能力,在设计和运行中都要考虑和采取各种预防火灾的措施,包括早期探测火警、灭火或限制火灾蔓延等措施。

**火灾的预防** 设计和运行阶段中所采取的防止火灾发生或限制火灾蔓延的措施。在设计时尽量采用由非可燃材料或阻燃材料制成的结构和设备,限制可燃物料的数量,以及设置防火区,防止火灾从一个区蔓延到另一个区。在可能会产生氢气的地方,采用氢复合器或充分的通风手段使氢浓度保持在可燃限值以下(见安全壳氢复合系统和安全壳通风净化系统)。设置防雷避雷系统,防止雷击引起火灾。在设计时还应对防火区的边界的耐火能力和灭火系统的灭火能力作火灾危害分析。

在运行期间对核电厂内的可燃物质应有有效的管理措施,要能及时探测到易燃和可燃物料的泄漏,定期检查和清点所贮存的使用中的可燃气体和液体。进行焊接、切割、锡焊、钎焊等产生热量和火花的操作时,应持有工作许可证,并有防火措施。厂区内可燃物质运输要有安全措施,并尽量减少次数。还要定期进行消防演习和检查。

**防火区** 是构筑物或核电厂的一部分,由耐火边界与其他区域隔开。对防火区的要求是防止火灾从一个区域蔓延到另一个区域。一般任何防火区边界的耐火能力均不低于1h,多重的核安全重要设备和系统常设置在不同的防火区中。这样,一个防火区的火灾不会导致多重安全系统和设备全部失效。

**火灾的二次效应** 火灾引起的附加能量和有害物质的释放。火灾引起的爆炸和飞射物会造成二次破坏;燃烧中产生的热量、烟气和有害气体会对设备和人员造成附加危险;火灾还会引起电气设备断路、短路、接地和电弧放电等造成供电中断或电气火灾。在防火中不但要限制火灾本身还要考虑火灾的二次效应带来的危害。

**火灾的危害分析** 要求在核电厂防火设计中进行的一种分析,以确定防火区的耐火能力和所需的灭火系统和防火屏障。分析内容包括:①确定每个防火区中对安全重要的设备和仪表;②确定每个防火区的火荷载,即在该空间内所含可燃物料的发热潜热;③确定防火设施的类型,以保护对安全重要的设备和仪表;④确定防火区边界所要求的耐火能力。如果分析结果不能达到要求,就需要采取加强灭火系统或防火屏障的补加措施,或者减少防火区内可燃物料的数量。

**火警探测和灭火** 在每个防火区内,针对该区的火灾危害性而专门设置的火灾探测报警和灭火系统。

探测报警系统由探测器和报警线路组成,在防火区内适当位置装设探测器,探测器测得火警时用音响和灯光信号在主控制室内报警。必要时,探测报警系统还可控制和驱动消防泵、喷洒灭火系统、通风设备或防火挡板等。

灭火系统可分为固定式和移动式两大类。固定式灭火系统又可分为喷洒灭火器和消防栓两种。喷洒灭火器一般设置在可燃物料高度密集和难于接近的防火区内,分为喷水型和喷气型两种。喷气型使用二氧化碳和含卤素的物质作为喷洒介质。在核电厂使用喷气型系统时要预防放射性气溶胶和蒸汽混合物,使用喷水型系统时要防止可能受放射性污染的水不受控制地流散。移动式灭火器与常用的相同,如干式化学灭火器,以及喷水型手提式和移动式灭火器等。

(林诚格)

hedianchang fangzhenji

**核电厂仿真机** (simulator of NPP) 利用计算机仿真技术对核电厂的正常运行和事故过程进行模拟的专用设备,又称核电厂模拟机。

核电厂仿真机通过数学模型对核电厂各种工艺过程进行描述,并根据核电厂的运行工况和系统状态对数学模型进行组合,按照一定的初始条件和边界条件用计算机进行演算,以再现核电厂的工艺过程,及其有关参数的变化过程。

根据所使用的计算机的类型,可以将核电厂仿真机分为模拟仿真机和数字仿真机。模拟仿真机只是在早期用在对核电厂的简化模拟上。基于计算机技术的飞速发展,当前的核电厂仿真机都采用数字仿真机。

核电厂仿真机就其用途可分为两类:①用于操纵员培训的训练仿真机;②用于核电厂分析的工程仿真机。训练仿真机,亦称复制仿真机或全尺寸仿真机。它完全复制实际核电厂的主控制室,并通过数学模型在计算机上模拟与主控制室操作运行和事故处理有关的所有核电厂工艺系统,以再现核电厂在主控制室反映的全部工艺过程。这类仿真机主要用于对核电厂操纵员的培训和再培训。为了便于受训人员对核电厂工艺过程的基本原理的理解,开发有基本原理仿真机,以模拟核电厂的主要工艺系统。该机采用紧凑的小型控制台,并在控制屏上绘有各种颜色的、带灯光显示的系统流程模拟图,用以指示系统(包括泵、阀门、开关)的工作状态。该机通常配备高分辨率的彩色阴极射线管(CRT)显示器,以显示系统参量的变化过程和某些无法直接测量的物理量,如反应性、偏离泡核沸腾比(DNBR)等。工程仿真机,亦称核电厂分析器,用以在各种事故或事故组合的情况下,进行核电厂的安全

分析和事故对策研究。工程仿真机还可作为核电厂控制系统及计算机系统的调试工具。

**核电厂仿真机的数学模型** 核电厂数学模型的精度在很大程度上决定了仿真机的精度,并且,亦决定了仿真计算机硬件的运算速度和存储容量,以满足仿真机实时响应的要求。核电厂仿真机的数学模型主要有堆芯模型、回路系统模型、电气与控制系统模型和安全壳模型。

**堆芯模型** 指堆芯的物理模型和热工模型。物理模型本身又分为中子动力学模型和中毒模型。堆芯数学模型主要解决如何反映堆芯的空间特性问题,最早的仿真机采用点堆动力学模型,通过经验公式和典型曲线来反映堆芯空间特性,目前,在数学模型的研究上渐趋严格化,一般采用两组扩散方程来进行描述,通过时间变量和空间变量的分离作近似计算。具体的作法是:采用点堆动力学模型(考虑6组缓发中子)描述中子通量密度随时间的变化,中子通量密度的径向与轴向分布通过分段或分块的方法进行计算;例如,沿整个轴向分成12~24段,径向分成中心一块,边缘沿圆周分成8块。随着仿真用计算机运算速度的提高和存储容量的增加,可以加大分段、分块的数量,以至每个燃料组件作为一块。这样,可以对每一个时间段计算出相当精确的中子通量密度分布。堆芯热工模型一般均采用沿轴向一维模型,将燃料棒沿轴向分成若干段,每段均按集总参数来进行计算,例如将堆芯分成6段,形成6块“热板”,同时沿燃料棒的径向又分成若干个结点,例如6个结点,芯块4个,一个在中心,一个在边缘,二个在其间;另外二个,一个在包壳内壁,一个在外壁。对于训练仿真机,可以简化成二个结点,一个代表芯块,一个代表包壳。

**回路系统模型** 目前一回路系统的数学模型经过了很大的发展和变化。对这种模型,在早先的仿真机中,只考虑单相流问题,而在新设计的仿真机中,则还考虑到两相流、漂移流和热工不平衡引起的相变问题。具体实现方法如下:将堆芯分成若干个热板,以计算从燃料元件到冷却剂的传热过程;同样,将蒸汽发生器亦分成若干个热板(如12个),以计算从一回路由到二回路的热传递。将整个一回路分成若干个网格(见图1),每个网格相当于一个控制容积。对每个控制容积,可以列出三组平衡方程,即质量守恒、能量守恒和动量守恒方程。在漂移流模型中,考虑到流体的重力和逆流所造成的汽相和液相的不同流速问题,以及汽液分离问题。汽、水都可能处于其热工不平衡状态,即偏离饱和温度状态。此种情况下就会通过汽-水交界面进行传热。由此可以确定冷却剂内相变速率,即蒸发或凝结的速率。上述模型大大增加了计算机的计算工作量,但是,它对

失水或其他有沸腾现象的事故进行了仿真。

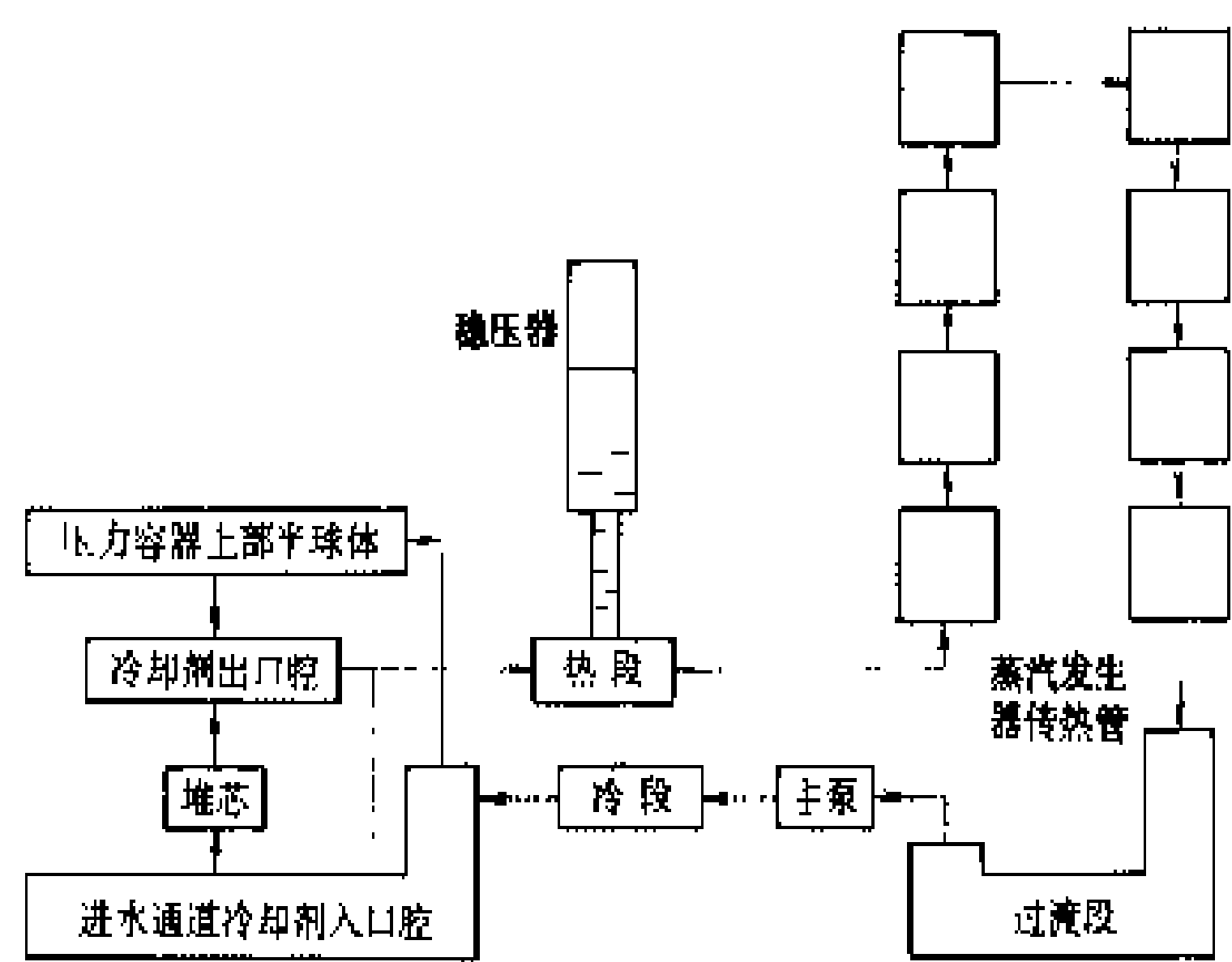


图1 一回路控制容积分配图

此外，还需对二回路系统及各种流体辅助系统进行仿真。

**电气与控制系统模型** 由两部分组成：一部分为逻辑关系的数学模型，反映控制保护系统的逻辑功能；另一部分为用传递函数表达的数学模型，反映调节系统的工作特性。

**安全壳模型** 用容积分割的方法，模拟安全壳在失水事故、主蒸汽管破裂事故时，安全壳内温度、压力

以及爆炸性气体——氢和放射性物质积聚的情况。

**核电厂仿真机的软件系统** 整个软件系统由实时执行程序、培训支持程序和核电厂系统仿真程序三种软件组成。图2为仿真机软件系统的结构示意图。实时执行程序对整个仿真系统进行调度和控制，由定时器每个时间片(0.1s)激活一次。在每一时间片内，按预先规定的各程序模块调用表依次调用各模块，以实现整个系统的实时运行。培训支持程序支持控制台的各项功能，支持人机对话、初始化、返回、重放，以及日常检查功能等。核电厂系统仿真程序模拟核电厂各系统的工艺过程，是整个仿真软件的核心。

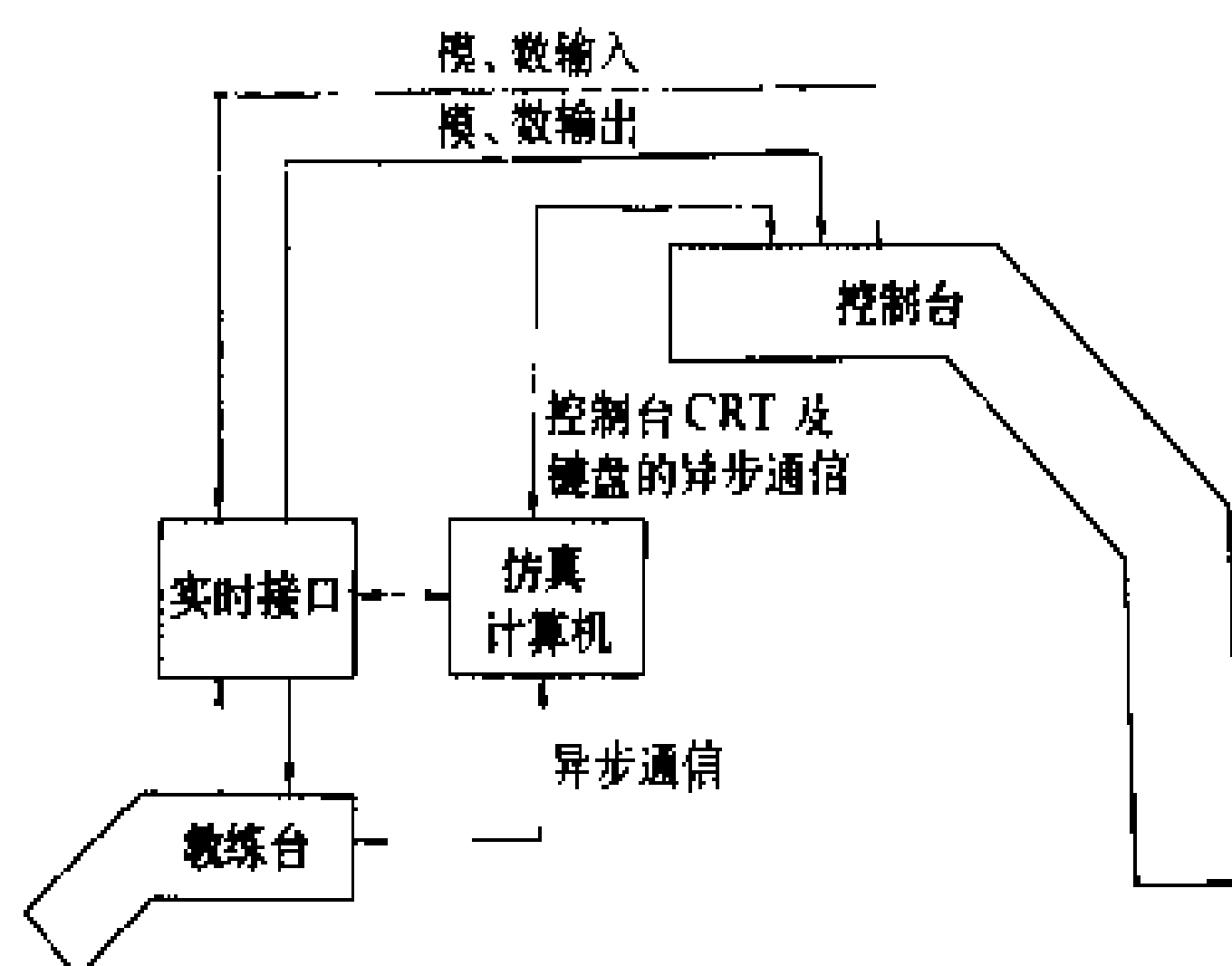


图3 训练仿真机硬件系统示意图

**训练仿真机** 一般由四个部分组成：仿真计算机，控制室，教练台和实时接口。图3示出训练仿真机的设备配置图。仿真计算机通常采用小型机，有多机和单机两种系统，或单机多中央处理单元(CPU)系统，这取决于仿真软件的规模。不少仿真计算机采用SEL系列机。SEL系列机主机均采用双总线结构，整个系统(包括CPU、内部处理器IPU、主存、高速缓冲存储器，以及输入/输出处理机)都与高速同步总线SELBUS相连接；而慢速设备被连接到中速异步总线MPBUS上。磁带和磁盘经专门的处理机连接到SELBUS上，实时接口经I/O处理机与SELBUS相连接。每个I/O处理机支持16个外设控制器，124个I/O设备。I/O处理机的运用增加了CPU的有效性，改善了系统性能，使SEL机具有较高的运算能力。

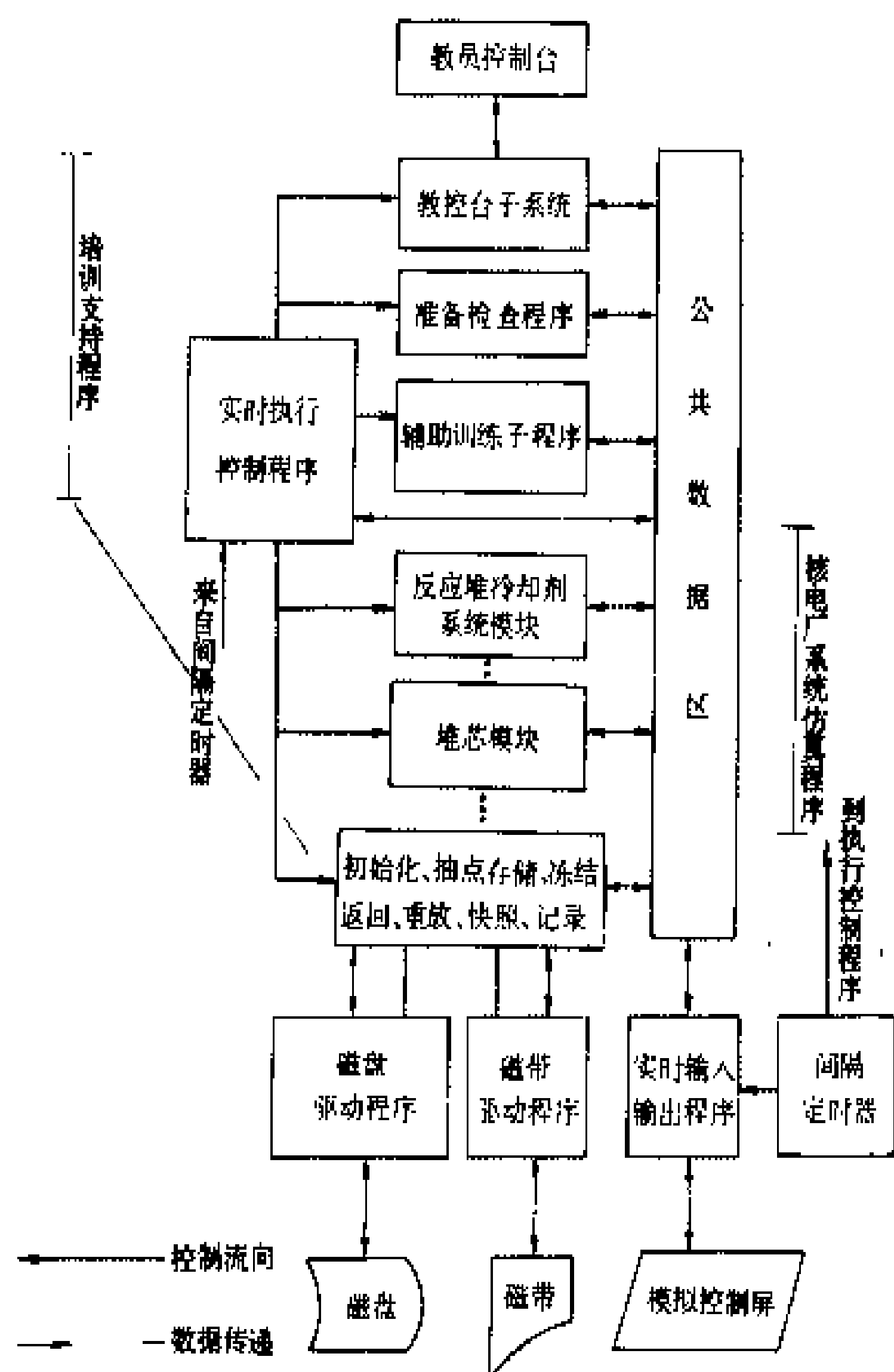


图2 仿真机软件系统结构

控制室包括仪表盘和操纵台，要求完全复制真实核电厂的主控制室，使受训人员获得真实感。

教练台是教练员的工作台，用来设置仿真计算机的各种初始工况，引入核电厂各种可能发生的故障。训练仿真机通常可模拟 20 余种初始工况，包括不同的运行工况、功率水平、燃耗周期、中毒状态等；并可设置数百种故障，可以是单发性故障、多发性故障或继发性故障。在教练台上还可进行对仿真过程实施冻结、恢复、回演、快拍等操作，以便使受训人员理解操作过程的特征。教练台还能对仿真机系统进行诊断，确定故障部位。

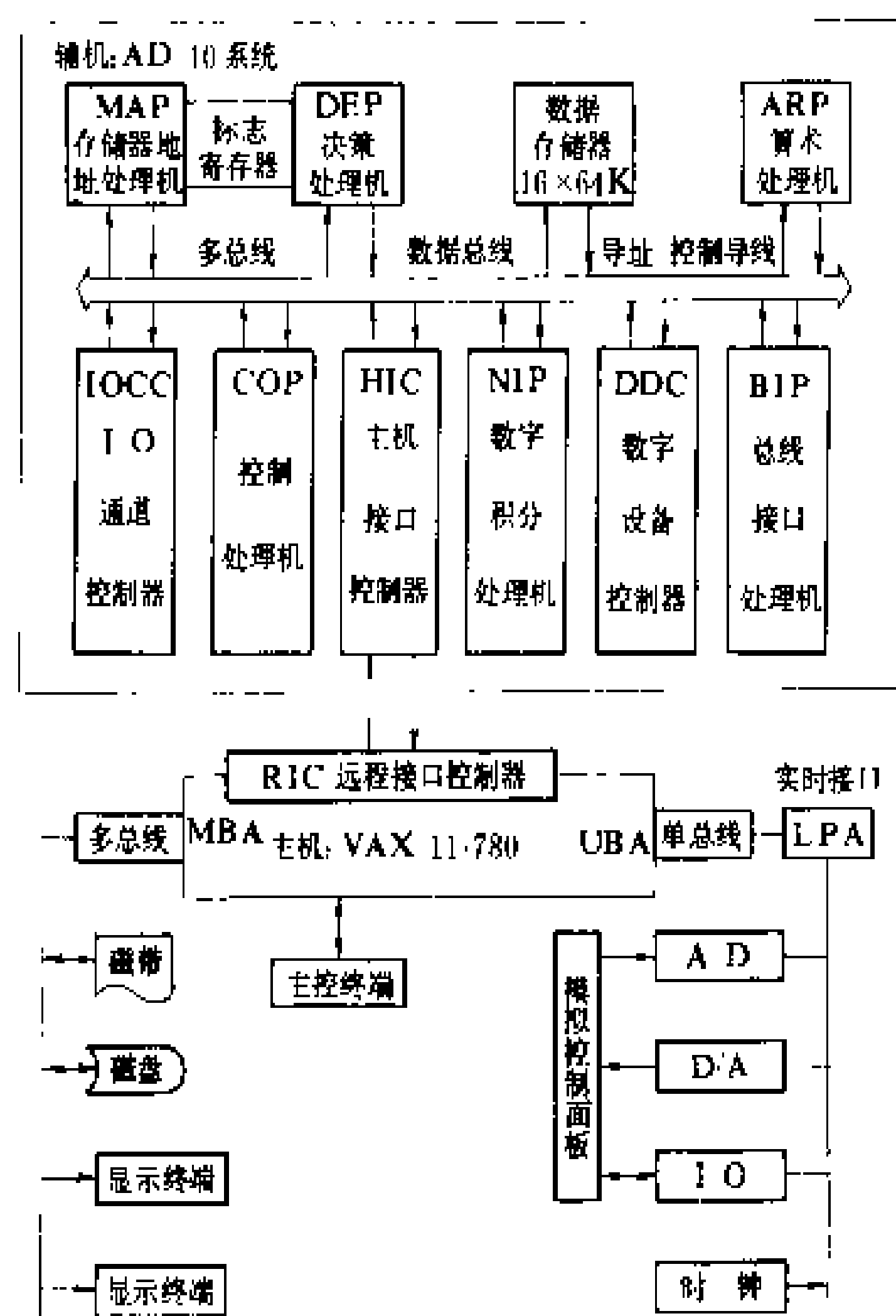


图4 主辅机系统的工程仿真机

实时接口完成控制室和仿真计算机间的信息转换和传递，用以连接控制室上千个仪表和信号装置和相当数量的操纵机构。

根据美国核学会公布的标准（见ANS-3.5），训练仿真机稳态精度应达到 $\pm 2\%$ ，动态精度应达到 $\pm 10\%$ ，并在变化趋势上与实际核电厂一致。

工程仿真机 与训练仿真机相比，工程仿真机具有更精确的数学模型；参数和软件模块可灵活地进行调整，以适应不同核电厂的仿真；不需要驱动复制的主控制室，因此I/O接口大大减少，一般只设置小型的模拟屏和控制台；不需要教练台，直接通过计算机终端进行操作；通常配备高分辨率彩色阴极射线管（CRT），具有比较强的数据显示、分析、记录功能。

有两种工程仿真机的硬件实施方案。一种方案是

采用VAX-11/780和AD-10的主辅机系统（见图4）。其中，AD-10是一个专用的数字仿真机，由于它是一个多处理器共享多总线的结构，一个指令就能进行 $(A+B) \times C + D$ 的运算，因此能将运算速度提高到亿次机水平。VAX-11/780作为系统的主机，用以处理I/O和人机接口。另一种方案是采用例如SEL系列的超级小型机，运用多个处理器、高速内存、高速数据通信来提高运算速度。

核电厂仿真机见彩图插页第28页42图和43图。

#### 参考书目

THOMSON-CSF. Simulateurs d'entrainement pour la formation des operateurs de centrales nucleaires. 1983

Link. PWR operator training simulator technical specification. 1980

（叶奇慕）

hedianchang fenqu guanli

### 核电厂分区管理 (zone control of nuclear power plant)

控制核电厂工作人员受照射和防止污染扩散的一种辐射防护技术。国际放射防护委员会（International Commission on Radiological Protection, ICRP）在其第26号出版物中建议把工作场所分为控制区、监督区和非控制区三类。将工作人员所在工作区域，其所接受的照射可能超过个人剂量当量限值的3/10时称为控制区，超过个人年剂量当量限值的1/10但很少超过其3/10时称为监督区，很少可能超过个人年剂量当量限值的1/10时称为非控制区。这一建议已普遍为世界各国所接受。不过，对于核电厂这类大型的核设施，有很多工作场所的辐射水平和污染水平很高，为了管理上方便，一般把控制区再划分为几个区，如①一般控制区：工作人员在此区域工作，一年所接受的照射有可能超过个人年剂量当量限值的3/10，但一般不超过这个限值。②限定工作区：工作人员在此区域内工作，一年所接受的照射可能超过个人年剂量限值，因此必须限制在此区域内的工作时间。③禁止工作区：在核电厂运行时不允许工作人员进入，只是在停止运行或为了更重要的安全上的需要才允许进入。这种进入一般应由企业的领导批准。

工作场所的区域划分 工作场所的分区是按照它的辐射水平、空气污染水平和表面污染水平来确定的。对于只有外照射的区域，可按照职业照射年剂量当量限值50mSv/a(5rem/a)来确定。按每年工作2000h算，当工作场所的剂量当量率超过0.0025mSv/h(0.25mrem/h)时，就属于监督区，超过0.0075mSv/h(0.75mrem/h)时，就属于控制区。对于空气污染，可按由年摄入量限值推导出的空气导出浓度（DAC）

来确定。DAC 的数值可以从有关国家标准中查到。当工作场所空气中放射性物质的浓度超过 1/10DAC 时属监督区, 超过 3/10DAC 时属控制区。作为分区依据之一的表面污染水平难以直接和剂量当量限值联系起来。因为表面污染既可以产生外照射, 又可由于污染物再悬浮于空气中而被吸入体内, 通过手的污染进入口中或直接通过皮肤进入体内而产生内照射, 情况比较复杂。但人们根据多年来从事放射性工作的经验, 普遍认为, 当工作场所的表面污染水平, 对  $\alpha$  粒子小于  $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$  ( $10^{-5}\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ ), 对  $\beta$  粒子小于  $4\text{Bq}/\text{cm}^2$  ( $10^{-4}\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ ) 时, 是可以接受的, 即可以作为非控制区来看待, 高于这个值时就应划为监督区或控制区。

中国核工业标准规定核电厂厂内分为控制进入区和非控制进入区。凡剂量当量率大于  $0.0025\text{mSv}/\text{h}$  ( $0.25\text{mrem}/\text{h}$ ) 的区域均为控制进入区。控制进入区按外照射水平、工作性质及辐射源情况具体分为常规工作区、间断工作区、限定工作区和特许工作区, 其剂量当量率如表所示。

控制进入区按剂量当量率分区 (mSv/h)

序号	名称	剂量当量率 $\dot{H}$	说明
I	常规工作区	$0.025 \geq \dot{H} > 0.0025$	每周工作约 40h
II	间断工作区	$0.1 \geq \dot{H} > 0.025$	每周工作小于或等于 10h
III	限定工作区	$10 \geq \dot{H} > 0.1$	工作时间由负责辐射防护的工作人员决定
IV	特许工作区	$\dot{H} > 10$	临时批准

其他一些国家的分区标准可查阅国际原子能机构安全丛书 No50-SG-D9 《核电厂辐射防护设计见解》。

区域划分一般在厂房设计时就基本上被确定下来。设计者在布置工艺设备时已经考虑了它们的辐射特性及运行后工作人员因操作、检查、维护、检修而接近它们的情况, 从而合理地进行布置, 使控制区相对地集中, 在控制区的周围是监督区, 监督区之外是非限制区。工作人员只能从非控制区通过监督区进入控制区, 从低辐射区进入高辐射区, 而不会先进入高辐射区再进入低辐射区。另外, 在运行中, 特别在检修时, 有时也需要临时设置一些高辐射区或高污染区, 以便于管理。

辐射区的边界通常是利用建筑物的固有边界构成的。在边界上设有隔离物, 如安全卡口, 带安全联锁的闸门等。在不同辐射区的地面或墙裙上涂有代表该区域的颜色, 并设置代表该区域的辐射危险标志。

控制区域污染的措施 为了防止污染空气的扩散, 在通风设计上保证了空气从低污染区流向高污染区。对于含有空气污染源的房间, 则经常保持一定的负压, 并使用逆止通风阀, 防止空气倒流。

为了防止表面污染物的传播, 在污染区和非污染区之间设有更衣或换鞋的房间, 在不同污染区之间有时也设置简单的更衣或换鞋的场所。在这些更衣或换鞋处设有: ①存放工作服、工作鞋、面具、气衣等防护用品的衣柜; ②脏工作服和其他放射性废物的储存容器; ③个人去污设施, 如淋浴设施; ④个人污染监测仪器, 个人污染检查不合格者不得进入非污染区。另外, 从污染区运出的设备都应有包装, 并经过检查, 不合格者不能运出。

(龚德荫)

hedianchang huanjing yingxiang

核电厂环境影响 (environmental impact of nuclear power plant)

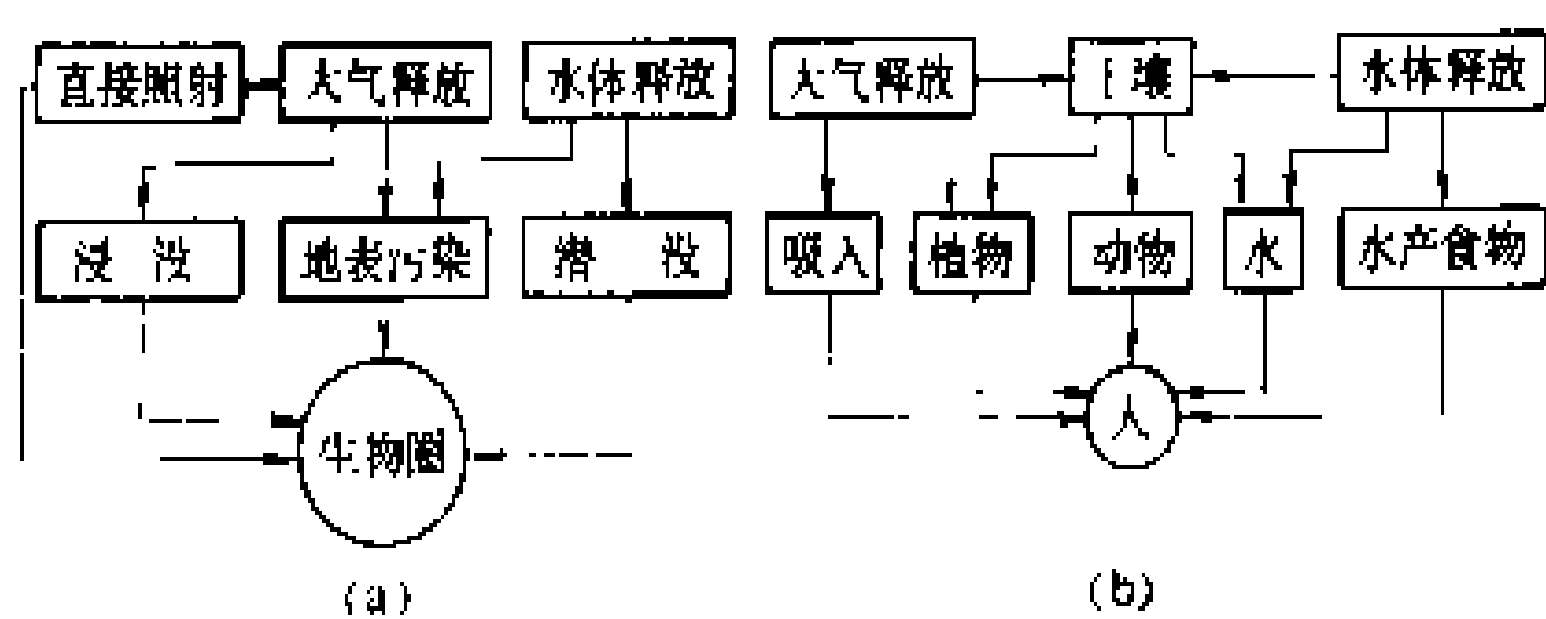
核电厂在建造阶段和建成后的正常运行期间以及发生事故和退役期间可能对环境造成的辐射和非辐射影响。核电厂辐射环境影响系指核电厂在上述各阶段所释出的放射性流出物对周围公众直接造成的照射或通过环境介质间接造成的照射。其基本评价指标是向环境排放的放射性核素造成的公众中最大个人有效剂量当量和集体有效剂量当量。核电厂非辐射环境影响则指核电厂对周围环境造成的除了辐射影响以外的其他影响。

正常情况下的环境影响 指核电厂正常运行期间对环境造成的影响。

辐射环境影响 核电厂正常运行时反应堆核燃料内的核裂变过程中会产生大量裂变产物, 堆内结构材料、腐蚀产物及反应堆冷却剂中杂质由于辐照而被活化。这样, 在反应堆内会出现大量的各种放射性核素。这些放射性核素的绝大部分通常都被严密地密封在堆芯和反应堆冷却剂系统(一回路)中, 微量逸出的放射性核素经废物处理系统处理, 所剩无几。残存的放射性核素或经烟囱排入大气环境, 或与冷却水混合后排入水环境中。核电厂排放的气载放射性物质主要有<sup>85</sup>Kr、<sup>133</sup>Xe 等惰性气体, <sup>3</sup>H、<sup>14</sup>C、碘同位素以及放射性钴等活化产物。液体放射性流出物中除<sup>3</sup>H 外, 主要有<sup>90</sup>Sr、<sup>137</sup>Cs、<sup>131</sup>I 和<sup>60</sup>Co 等。释放到环境中的放射性核素将对生物圈造成辐射照射。

辐射照射分外照射和内照射两类。当辐射源处于人体外部时会产生外照射, 例如放射性物质沉积于地表或含放射性物质的烟羽在入的上空飘过时的情况。如果释放的放射性物质被摄入体内, 会产生内照射, 例如直接吸入放射性核素或食入被放射性物质污染的食物。





辐射照射途径

物。具体照射途径示于图。

在居民所受的剂量中，核电厂排放出来的放射性惰性气体贡献最大。典型的电功率 1000MW 的沸水堆和压水堆，放射性惰性气体的总排放量分别约为  $4.07 \times 10^{16} \text{Bq}/(\text{GW} \cdot \text{a})$  和  $5.55 \times 10^{11} \text{Bq}/(\text{GW} \cdot \text{a})$ 。在一定的环境条件下，居住在 100km 范围内的居民集体有效剂量当量分别约为  $5 \text{人} \cdot \text{Sv}/(\text{GW} \cdot \text{a})$  和  $1.4 \times 10^{-2} \text{人} \cdot \text{Sv}/(\text{GW} \cdot \text{a})$ 。核电厂排放出来的  $^{131}\text{I}$  可能有多种形态：微粒、元素碘、有机碘或次碘酸。元素碘能很快沉积在农作物上，经饲料-牛-牛奶-人或蔬菜-人食物链进入人体。沸水堆排放的  $^{131}\text{I}$  约为  $1.85 \times 10^{11} \text{Bq}/(\text{GW} \cdot \text{a})$ ，对甲状腺产生的集体剂量当量约为  $1.1 \text{人} \cdot \text{Sv}/(\text{GW} \cdot \text{a})$ ，压水堆比此数值约低两个数量级。放射性废液中除  $^3\text{H}$  以外的放射性核素产生的集体有效剂量当量如下：向海水排放，对压水堆和沸水堆都约为  $2 \times 10^{-4} \text{人} \cdot \text{Sv}/(\text{GW} \cdot \text{a})$ ；向淡水排放，对压水堆和沸水堆则分别约为  $6 \times 10^{-2} \text{人} \cdot \text{Sv}/(\text{GW} \cdot \text{a})$  和  $8 \times 10^{-1} \text{人} \cdot \text{Sv}/(\text{GW} \cdot \text{a})$ 。

就正常运行期间的辐射环境影响而言，核电厂比燃煤电厂“干净”。由于煤中含有天然放射性，燃煤电厂在正常运行期间也会造成辐射环境影响。燃煤电厂与核电厂在正常运行期间对周围 80km 范围内居民造成的归一化集体有效剂量当量分别约为  $50 \text{人} \cdot \text{Sv}/(\text{GW} \cdot \text{a})$  和  $1.6 \text{人} \cdot \text{Sv}/(\text{GW} \cdot \text{a})$ ，前者远高于后者。

非辐射环境影响 非辐射环境影响包括：①土地需求。核电厂对土地的需求量取决于与厂址相关的露天水源、居住区、核反应堆的类型和功率大小以及气象条件等。核电厂周围应设置非居住区，其半径（以核反应堆为中心）不得小于 0.5km。②热排放。反应堆堆芯中核裂变过程产生的热量，约有 2/3 必须排放到核电厂附近环境中去。一座电功率 1000MW、热效率为 33% 的轻水堆核电厂，在凝汽器中放出的热量约为 2000MW（热功率）。如果冷却水的流量为  $50 \text{m}^3/\text{s}$ ，那么凝汽器出口处的水温约增高  $10^\circ\text{C}$ ，由此产生的热污染有可能影响水基生态系统，影响一切生物学活动，从经由新陈代谢影响鱼类进食习惯和繁殖率到改变营养水平、光合作用、富营养化过程和有机物质的降解率。温度的升高也会对水栖有机体产生多种效应，例如热

致死、改变生长方式、破坏正常生物节律等。热量的额外增加还会影响水质，最重要的是导致水中含氧量减少。但迄今为止的实验研究表明，热污染并不会对水生生态构成明显影响。此外，核电厂在正常运行和事故条件下，还会向环境释放一定量的非放射性有毒物质。

事故工况下环境影响 这是指当核电厂的工作状态发生重大偏离时，如果有关专设安全设施的功能不能完全达到设计要求，则这种偏离可导致不可接受的大量放射性物质的释放，将可能造成对周围公众的过量照射。世界上曾发生的严重的核电厂事故有两起：1979 年 3 月美国三里岛核电厂事故和 1986 年 4 月苏联切尔诺贝利核电厂事故。两次事故造成的后果估计如下：三里岛核电厂事故未对周围居民产生明显的辐射影响，关键居民组所受照射不超过天然辐射所致年剂量；切尔诺贝利核电厂事故，据联合国原子辐射效应科学委员会（United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR）等组织估计，影响最大的东南欧地区的平均有效剂量负担约为  $12 \text{mSv}$ ，相当于该区域居民今后 30 年所受天然本底辐射剂量的 17%；半径 30km 范围内严重污染，导致 13 万人迁离。

（胡二邦）

hedianchang jisuanji kongzhi

核电厂计算机控制 (computer control of NPP) 利用计算机对核电厂的运行参数进行信息处理，以协助操纵人员操作；或对核电厂常规的控制操纵系统进行监控，以指导操作和事故处理；或给出控制指令，以驱动相应的执行机构，直接对核电厂进行控制。所有这些控制模式均属于核电厂计算机控制的范畴。根据计算机在系统中的地位及其应用方式可以对计算机控制进行下列分类：①根据数据接受形式分类，有在线、离线之分。直接与工艺系统的检测控制仪表连接的，称在线计算机控制；否则称离线计算机控制。②根据功能形式分类，有受动、主动之分。对从工艺系统输出的信号进行处理，显示其结果并进行记录，但不用计算机的输出信息去直接操纵的，称受动的计算机控制；相反，用于直接操纵的，称能动的计算机控制。③根据信号流分类，有开环、闭环之分。在完成受动功能的情况下，计算机与工艺系统之间的信号流不闭合，称开环计算机控制；相反，若信号流闭合，则称闭环计算机控制。④根据控制方式分类，有直接数字控制、计算机监控、顺序（联锁开关）控制。

计算机控制系统在不同堆型核电厂中的应用 鉴于不同的反应堆具有不同的安全和运行性能，因此，对计算机控制系统的应用，采取了不同的方针。

压水堆核电厂中的应用 迄今为止,大多数压水堆核电厂采取的基本方针是:使计算机系统与控制系统及安全保护系统相独立。对有关长期运营计划,如燃料管理的数据处理,在离线计算机上进行。在线计算机的基本功能有以下五种:①运行参数超过限值或产生异常关系时,自动发出信号;②按操作员要求,显示各种运行参数及其变化趋势、相关量的计算结果,以及进行运行预测等;③监视异常或事故现象,记录反应堆紧急停闭前各种状态及停闭后一系列结果;④承担详细的数据分析计算,如堆芯中子通量密度分布等;⑤编制运行日志及其他记录(见核电厂信息处理计算机)。

沸水堆核电厂中的应用 表中示出具体应用情况。从表中可以看到当前计算机在沸水堆核电厂上主要还是用来进行监控和信息处理。

BWR 用计算机系统功能表

功 能 名 称		以前	当前	今后
运行日志		0	0	0
性能计算	堆芯性能计算	0	0	0
	电厂性能计算	0	0	0
	堆芯性能预测		0	0
电厂运行控制	报警监察	0	0	0
	事故停闭的顺序记录	0	0	0
	棒价值最小化装置	0	0	0
电厂状态 CRT 显示	正常运行状态显示		0	0
	事故状态显示		0	0
诊 断	电厂异常诊断		0	0
	应急堆芯冷却系统备用监督		0	0
操作指导	控制棒操作指导		0	0
	核电厂自动起停			0
	监控测试指导			0

重水堆核电厂中的应用 计算机控制系统执行的功能为:反应堆输出功率的控制,蒸汽发生器压力的控制,汽轮机负荷上升率的控制,发电机电功率的控制,设备预热的控制,汽轮机起动前的检查和起动,装卸料机的控制,燃料管道的温度监视,氙毒作用的连续计算,主控制室的报警显示,运行参数记录及其趋势记录,以及工艺设备的性能计算等。由此可见,在重水堆核电厂中,计算机控制系统有比较全面的应用,各种范畴的主要控制方式都有体现。

气冷堆核电厂中的应用 主要有数据处理,诸如

破损燃料检测系统的数据处理,气动球堆芯中子通量密度测量系统的控制和数据处理;运行工况异常报警和显示;在自动调节方面,主要采取通过计算机对子回路进行控制的方式,即对各种模拟控制系统的整定值进行自动设定。因此只能说,计算机在一定范围内参与直接控制;另外,在顺序控制方面,采用了对基本动作条件进行诊断的时间监督,使操作员了解异常情况的发生。

直接数字控制 (DDC) 利用计算机直接进行闭环控制。典型的例子是 CANDU 型重水堆核电厂的功率控制(见重水堆控制)。为了提高系统的可靠性,通常采用双机系统,两台计算机之间有数据母线相连,可相互交换信息。其中一台计算机用于进行控制,另一台计算机作为备用。该系统设有监视器,当发现控制计算机故障时,自动断开其输出信号,并将备用计算机的输出信号自动连接到执行机构。一台计算机可以执行多个控制回路的功能,同时,还可以执行监控和信息处理等其他功能,它通过分时来实现。例如,皮克林(Pickering)核电厂的控制系统是采用反应堆控制监视及反应堆调节控制两套独立程序进行工作的。反应堆控制监视程序每隔 4s 执行 1 次,输出设定值,检查运行值;反应堆调节控制程序 1s 执行 2 次,控制反应堆输出,使其与设定值一致,并进一步进行功率分布调节。

计算机监控 (SCC) 计算机不直接对核电厂进行控制,只对其整个工作过程进行监督。对核电厂的控制由常规控制系统或操作人员进行。其功能有下述三个方面:①正常状态监控:监督核电厂系统的准备情况及有关的运行操作,例如,日本为沸水堆核电厂开发的 NUCAMM-80 计算机监控系统被用于对核电厂的出力、反应堆升压或减压、汽轮机升速、发电机并网及升负荷等常规控制系统的控制操纵进行监控,从而保证上述各控制操纵过程安全可靠地进行。②异常状态监控:诊断核电厂的故障,检测异常点,协助操作人员采取校正措施。③事故状态监控:提供事故时的核电厂的状态信息,协助操作人员作出迅速反应。

顺序(联锁开关)控制 (KIC) 利用计算机对某个顺序操作过程进行监督和控制,例如 NUCAMM-80 系统设有核电厂自动起、停系统。在该系统中,将整个核电厂起、停过程分割成若干被称为“断点”的操作阶段。计算机监督每个断点上核电厂运行状态,并发出下一步操作的信号。在控制台上设有每个断点或每个操作阶段的按钮,操作人员根据计算机发出的信号进行操纵,以实现整个起、停过程的顺序操作。

未来发展 对正在开发的新的计算机控制系统,研究重点大致有:①异常诊断:利用仿真技术将实测参数与经过数学模型计算的参数进行比较,从而发现异

常。②扰动分析和操作指导：利用因-果关系树原理对各种扰动信息进行分析，迅速找到扰动原因，并在阴极射线管(CRT)显示屏上向操作人员提供操作指导。③采用大屏幕阴极射线管显示，其对角线尺寸达1m左右；采用接触敏感的阴极射线管屏幕，接受操作人员的操纵指令信息。④采用光导纤维的多路信息传输系统，以减少噪声对计算机系统的影响。⑤利用分布式计算机系统实施对整个电厂，包括反应堆保护系统的计算机控制。

#### 参考书目

須田信英・原子カプラントの計算機制御，東京：東京電機大学出版局，1975

(叶奇蓁 骆志伟)

medianchang jianshe anquan jianau

## 核电厂建设安全监督 (safety surveillance over nuclear power plant construction)

核电厂在建设阶段履行核安全管理要求和建造许可证条件的情况，督促营运单位纠正缺陷和异常状态，以保证核电厂按已批准的设计安全要求建造的监督活动。核电厂在获得建造许可证后，是否严格遵照安全要求进行包括设备制造和建造在内的各项活动，要通过监督检查活动来加以确认。

核电厂建设阶段中所实施的安全监督或检查活动可分为三个层次，即国家核安全当局，核电厂主管部门以及核电厂营运单位自身。国家核安全当局代表政府进行的安全监督，由它的地区核安全监督站和核安全监督员履行监督检查活动。这种检查活动丝毫不减轻核电厂营运单位所承担的全面安全责任，也不代替核电厂主管部门和营运单位应进行的检查活动。核电厂主管部门是指主管核电的政府部门或受委托执行管理职能的部门。主管部门应通过专门设立的或委托独立于核电厂的设计、建造和运行单位的核安全检查机构对所管辖的核电厂的物项和活动进行核安全检查。核电厂主管部门的核安全检查机构应定期和不定期向国家核安全当局报告核安全检查工作。营运单位是指申请或持有核设施安全许可证，经营和运行核电厂的单位。由于营运单位对安全负有全面责任，它通过自己的独立于制造和建造分包单位的检查机构来进行深入的质量检查。

**核电厂建设阶段的核安全检查** 指国家核安全当局、地区核安全监督站、核安全监督员(组)或主管部门对营运单位及有关建设分包单位的物项与活动所进行的检查、督促、核实和监视。核电厂建设阶段包括选址、设计、土建工程、设备制造和安装工程。核安全检查必须连续贯彻于这些过程。

在选址定点和设计阶段，要检查选址活动是否遵守核安全管理要求及批准的范围，核实厂址特性是否与申请文件相符合；检查核安全许可证申请者的资格及其质量保证能力；以及核查核电厂设计者、安全有关设备的供货者和承担者的资格及其质量保证能力。

在土建、制造和安装阶段，要核实与安全有关的材料、部件、构筑物 and 系统是否满足核安全管理要求和许可证条件，并符合良好的工程惯例；核实与安全有关的物项的制造、建造、安装和试验活动是否满足核安全管理要求和许可证条件，并遵循总的安全目标。特别注意检查①钢筋混凝土的搅拌和浇灌，尤其是基础及安全有关的构筑物，如安全壳结构；②取水、排水通道及最终热阱的建造；③与安全有关的部件的制造和安装，尤其是反应堆冷却剂压力边界和反应堆容器内部构件；④与安全有关的控制系统和动力系统的安装。

**核安全检查方法** 核安全检查的方法包括文件检查、现场观察、座谈和采访、测量或试验等。

**文件检查** 对执行程序、试验程序、质量保证记录、试验结果和数据、运行维修记录以及缺陷和异常事件记录等作检查。

**现场观察** 在现场直接观察核电厂物项或活动是否按有关规定和文件实施。

**座谈和采访** 召开营运单位及有关单位的负责人、质保和质检人员以及有关人员参加的座谈会，或向他们专门采访，以了解情况。

**测量或试验** 必要时，可进行测量或试验，例如：尺寸测量、照像、录像、取样、放射性检测和无损探伤等。

核安全检查可分为日常的、例行的和非例行的(特殊检查)。非例行检查可以是事先通知的或事先不通知的。

核安全日常检查是常驻核安全监督员所作的检查。常驻核安全监督员跟踪工程进度，按照监督手册的要求，对影响核安全和质量的重点部位进行监督检查。

核安全例行检查由核安全监督组或检查组执行。其检查程序为：①检查前准备。查阅有关资料，确定检查目的和要求，编写检查程序，绘制检查表格，确定人力需求和进度安排。提前一个月将检查的目的、要求和日程通知营运单位及有关单位。营运单位及有关单位在十五天前反馈意见并作好检查的准备。②检查前会议。宣布检查的具体目的，有关单位应配合的工作内容，并确定检查日程表。③实施检查。检查按方案进行，核安全监督员在对控制点作现场检查后，在检查记录上签署意见。④检查报告。在检查工作结束后十五天内写出检查报告，以规定的格式记载检查的项目、地点、性质、依据、经过、结果、评价(强调指出偏离、缺陷、

不符合项、未遵守事项、异常现象和事故隐患或事故)、监督人员结论、保密要求,以及对强制性措施或修改许可证条件的建议等内容。检查报告经国家核安全当局或地区核安全监督站批准后发送营运单位及有关单位。⑤后续行动。督促落实检查报告中提出的要求。

核安全非例行检查的程序与上述相同。

**对土建工程的安全检查** 土建工程的安全检查包括建造前的验证,土壤、岩石和土方工程的检查,基桩和沉箱的施工检查,混凝土施工检查等方面。

**建造前的验证** 土建开工前对材料和工艺的验证检查。

(1) 材料验证:对首次使用的材料进行的鉴定试验,以验证是否满足规定的要求。必须进行以下常用材料的验证试验,如:混凝土骨料、水泥、粉煤灰、水和冰、混凝土养护剂、混凝土拌合料、混凝土外加剂和钢筋等。

(2) 工艺验证:指建造工艺的先决条件(如焊接、螺栓连接和结构钢筋联接及混凝土的配料、拌制、运送、浇灌、振捣和养护等)是否已经经过验证。对于每一种工艺,要检查①工艺是否已按要求鉴定;②工艺控制是否有效;③是否有可用的经批准的程序或手册;④特殊工艺是否已被批准;⑤是否备有按图纸和技术要求完成工作所必需的人力、设备和材料;⑥管理、操作人员是否合格。

**土壤、岩石和土方工程的检查** 检查内容包括:①材料;②铺填和压实设备;③铺填准备,检查厂址和基底符合平整要求;④土壤压实;⑤在基础中的岩石层,验证其承载能力。

**基桩和沉箱的施工检查** 基桩检查包括:①基桩的装卸、贮存和运输的验证检查;②打桩作业检查;③就地灌注检查;④组合桩和拼接桩检查;⑤试桩,验证打桩过程或灌注过程作业、载荷试验及其性能。沉箱建造检查包括:①沉箱开挖检查;②沉箱建造检查。

**混凝土施工检查** 对混凝土贮存设施,配料、搅拌和运送设备,浇灌,抹面和修补,养护,混凝土钢筋工艺以及混凝土压力容器和反应堆厂房进行的检查。

(1) 混凝土贮存设施检查:对于水泥贮存设施,检查防风雨程度、水泥温度和是否结块,验证水泥型号和期限。对于骨料贮存场地,检查装卸应不致破坏骨料级配和被污染,检查是否有温度和湿度控制。对于外加剂贮存和装卸设施,检查是否有防变坏和防污染的措施。最后要检查水源、冷却和加热设施是否能满足保持水质和混凝土温度。

(2) 配料、搅拌和运送设备的检查:配料装置的量度、称重或记录装置的精度是否适宜;检查水泥、水和骨料的配合比,外加剂的性质和数量,骨料的水份补

偿,搅拌时间,温度控制是否符合要求以及中心搅拌站和搅拌车的设备是否完好。

(3) 混凝土浇灌检查:浇灌前检查结构填料的压实情况,与结构混凝土接触的岩石表面的情况,前一层浇灌的混凝土以及模板、钢筋和预埋件或预留孔的情况。浇灌时检查:①规定的混凝土试验已经完成;②混凝土的等级、龄期、浇灌速率、层厚、浇灌次序和温度符合要求;③按规定使用运输和浇灌设备;④使用恰当的振捣设备和操作方法;⑤预埋件不产生位移。

(4) 抹面和修补检查:检查混凝土表面光滑度,是否有空洞、漏筋或杂物混掺,施工缝处的接合情况。如有必要,要挖除混凝土,确定空洞大小或掺杂程度,进行修补,并作出记录。

(5) 混凝土养护检查:在规定的养护期内检查是否遵守了养护要求,包括:①湿度控制;②温度控制;③混凝土养护剂的使用;④支撑和模板的保留时间。

(6) 混凝土的钢筋工艺检查:检查钢筋母材和成品是否进行了物理和化学性能试验,连接钢筋的作业人员资格是否进行了考核,钢筋接头是否作了拉伸试验,焊接接头是否满足规定的试验要求。

(7) 预应力混凝土压力容器和反应堆厂房的检查:按规定的要求检查预应力混凝土所使用的所有材料和系统。检查安装预应力钢筋束和钢丝束所使用的设备。检查是否有足够的有代表性的预应力结构的监测点,以定期监测整个寿期内结构的预应力水平。

**对机械设备和系统的安全检查** 机械设备和系统的安全检查分安装前的验证和安装过程检查两个阶段。

**安装前的验证** 在安装开始前对机械设备的标识、安装先决条件、设备的实际状态以及现场条件所作的检查。

(1) 机械设备的标识检查:所接收的机械材料和设备是否保持标识,是否符合已批准的适用的图纸、设备清单、技术条件和制订的程序。整个安装过程中是否有保持机械设备标识的管理制度,包括取代或更换设备或材料的管理规定。

(2) 安装先决条件的检查:先决条件包括:①已给安装现场人员提供批准的程序、图纸、手册或其他工作指令;②安装人员已考核合格;③现场已准备好用于装卸和堆放机械设备的措施;④已张贴有关安装活动和安全的通告或警告;⑤安装用具、夹具和设备已符合规定要求。

(3) 设备的实际状态检查:在贮存和装卸期间,是否保持了保护措施和实体完整性。不符合项(指设备由于性能、文件或程序方面的缺陷,因而其质量变得不可接受或不能确定)是否已满意解决。设备是否进行了清

洁处理。

(4)现场条件检查:安装区的条件是否符合规定要求;是否采取了预防措施以防止安装期间出现对质量有不利影响的情况。

安装过程检查 对安装程序、安装中和安装后、清洗以及压力和泄漏试验的检查。

(1)安装程序管理检查:重点检查质量保证和管理程序,以及人员资格要求。

(2)安装中检查:验证设备的标识、位置方位、间隙公差、连接件和紧固体的紧固度、无泄漏、实体完整性、清洁度、保护涂层状态、焊接作业、保护屏障、场地管理和无损检验等。

(3)安装后检查:验证设备的润滑冷却、供电、转动、仪表标定、阀门及隔离、管道吊架、限位器和阻尼器、气动管线操作、泵和阀门的密封和填料、限位开关、联锁装置和止挡装置等。

(4)清洗检查:安装好的设备和系统已进行清洗,无异物,安装的临时滤网、盲板已拆除。

(5)压力和泄漏试验的检查:检查试验参数和试验时间、循环次数是否符合规定。检查是否具有超压保护,且释放阀能否正确动作。

**对监测仪表和电气设备的检查** 监测仪表和电气设备的检查分安装前的验证、安装过程检查两个阶段。

安装前的验证 在安装前对仪表电气设备情况所作的检查。这种检查包括:①按批准的图纸、清单和技术条件验明设备;②核实安装程序、手册和工作指令是否齐全;③贮存期间始终有保护措施;④设备无实体损伤、腐蚀和污染;⑤有经标定的安装仪表和工具;⑥安装人员是否合格。

安装过程检查 对安装程序、安装正确性和试验的检查。

(1)安装程序检查:特别对以下作业要仔细检查:电缆敷设、分隔和隔离;物项标识;液压、气压和真空系统的安装连接;电气贯穿件和防火装置。

(2)安装正确性检查:验证水平度、对中情况、安装间隙和公差、连接件的紧固度、运动部件的灵活性、接线极性、接地和屏蔽、有无泄漏、实体完整性、维护检查的可达性以及冷却空气通道等。

(3)试验检查:验证电气试验、机械试验和设备试验结果应符合要求。

**建造阶段的事件报告制度** 核电厂在建造阶段发生的对今后运行安全产生潜在危害的事件,营运单位必须向国家核安全局和其地区监督站报告的制度。在核电厂建造阶段应该报告的事件有:

(1)修改或违反被认可的质量保证大纲;

(2)最终设计违反被认可的初步安全分析报告中

的承诺或违反建造许可证条件;

(3)不符合法规、标准、技术条件或其他设计安全要求的建造活动或物项;

(4)建造(含制造和安装)中的重大偏差、缺陷、故障或损坏、可能导致不满足预期使用要求和安全功能的物项,或者需要重新评价验证的物项或活动;

(5)引起公众普遍关注的重要事件;

(6)其他要求报告的事件。

营运单位应在事件发生后24h内口头通告,5天内书面通告地区核安全监督站,在30天内提出事件报告。

(林诚格)

hedianchang jingjifenxi

**核电厂经济分析** (economic analysis of nuclear power plant) 应用工程经济学的一般规则,对核电厂进行的经济分析。核电厂经济分析,狭义地说,是对某个核电厂工程建设项目作投资概算、发电成本和经济效益分析;广义地说,是通过对核电厂作多个工程建设方案的投资概算、发电成本和经济效益分析,对各个方案作对比分析,研究并确定核电厂最佳工程建设方案和改进的方向。

核电厂经济分析的作用和要求 在核电厂建设的全过程中所作的初步可行性研究、可行性研究、初步设计、建设中的跟踪性评估以及建成后的后评价等,都包含有不同深度的经济分析,借以满足各个阶段的设计审批、项目管理和总结经验的要求。

初步可行性研究阶段的经济分析,以类似项目的对比分析为基础,框算建设总投资和初步的经济效益分析,以满足资金筹措、上报项目建议书和审批立项的要求。

可行性研究阶段的经济分析,其投资估算的误差不能超过10%,并作较精确的上网电价、售电价格和经济效益指标的测算,以满足上报可行性研究报告和审批设计任务书的要求。

初步设计阶段的经济分析,要根据设计,列出所有投资细项,逐项计算投资,然后累计求出投资概算,并测算经济效益指标。批准的初步设计投资概算将作为核电厂建设中投资控制的依据。

为有效地进行投资控制,需要根据实际情况,特别是遇到重大调整和改变时,作跟踪性的经济分析,给决策提供依据。

项目建成投产后的后评价中,须以建造过程的实际经济参数为依据,作校核性的经济分析,通过与原来的经济分析作对比,总结经验与教训。

财务分析和国民经济分析 核电厂和其他建设项

目一样,其经济分析要遵照国家的有关规定进行。中国按《关于建设项目经济评价工作的暂行规定》、《建设项目经济评价方法》、《建设项目经济评价参数》、《中外合资项目经济评价方法》等规定,既要作财务分析,又要作国民经济分析。

财务分析是在中国现行财税制度和价格条件下考查项目的财务可行性。财务分析只计算项目本身的直接费用和直接效益。用于财务分析的基准财务内部收益率、基准投资回收期等,应采用由各行业和部门制定并批准的数值。

国民经济分析是从整个国民经济综合平衡的角度分析该建设项目对国民经济的净效益,以判别其经济合理性。国民经济分析除计算项目本身的直接费用和直接效益外,还要计算其间接费用和间接效益、税收和国内贷款利息等属国民经济内部的价值转移,应在费用和效益计算中扣除。国民经济分析中的参数,由于中国现行价格与价值背离,价格体系被扭曲,应采用按国家统一规定经过调整的影子价格、影子工资率和影子汇率来计算,再用国家规定的社会贴现率作为基准收益率,衡量建设项目的可行性。

经济分析的主要内容 核电厂的经济分析,包括计算工程总投资、成本分析、经济效益分析和不确定性分析等。

(1) 工程总投资计算:核电厂工程总投资包括固定资产投资和生产流动资金两部分。

基础价基建投资,是按作经济分析时(或某一基准时点)当时价格测算的基建投资,包括自前期工作开始到建成投产为止的全部费用,不包括物价上涨因素和建设期间的利息。

包括物价上涨因素,不包括建设期间利息的基本建设投资,称为固定价基建投资。

固定价基建投资=基础价基建投资+建设期间的浮动加价

固定资产投资是固定价基建投资加上建设期间需要偿还的贷款利息,即

固定资产投资=固定价基建投资+国内信贷资金基建贷款建设期间利息+设备储备贷款利息

为测算发电成本和其他经济效益指标,还需计算建成价基建投资。其值为固定价基建投资加上建设期间的利息,即

建成价基建投资=固定价基建投资+建设期间利息

生产流动资金是工程建成投产后用于购置燃料、材料、备品备件等的周转资金。

核电厂工程投资计算中有一个特殊问题,即首炉核燃料费的一部分可看作是每年消耗的核燃料的费

用,列入生产流动资金,其余部分则列入基本建设投资。

(2) 核电成本分析。(见核电成本)

(3) 经济效益分析:在国民经济分析中的经济效益分析,以国民经济内部收益率(EIRR)为主要评价指标。在财务分析中的经济效益分析,以财务内部收益率(FIRR)、投资回收期和贷款偿还年限为主要评价指标。

内部收益率(IRR)是使建设项目在计算期内净现值的累计值等于零时的贴现率。其表达式为

$$\sum_{t=1}^n \frac{CI_t - CO_t}{(1 + IRR)^t} = 0$$

式中  $CI_t$  为第  $t$  年的现金流入量;  $CO_t$  为第  $t$  年的现金流出量;  $n$  为计算期。

当  $CI$ 、 $CO$  是财务分析的现金流入量和流出量时,那么此 IRR 即为财务内部收益率 FIRR。若 FIRR 大于或等于行业基准收益率时,则认定项目在财务上是可行的。

当  $CI$ 、 $CO$  是国民经济分析的现金流入量和流出量时,那么此 IRR 即为国民经济内部收益率 EIRR。若 EIRR 大于社会贴现率时,则认定该项目对国民经济是可行的。

投资回收期是建设项目的净收益足以抵偿全部工程投资所需的时间。当它短于基准投资回收期时,就认定该项目在财务上是可行的。

贷款偿还年限是建设项目投产后,全部偿还基建投资贷款的本金和利息所需的年限。贷款偿还年限短于规定的偿还年限是项目在财务上成立的必要条件。

(4) 不确定性分析:在核电厂经济分析中,往往利用一些预测和估算的数据。这些数据的不确定性造成经济分析结果的不确定性,可能给核电厂建设带来风险。不确定性分析一般需进行盈亏平衡分析、敏感性分析和风险分析。

盈亏平衡分析是研究拟建核电厂成本和收益平衡关系,找出盈利与亏损的转变条件,称为盈亏平衡点(BEP)。

敏感性分析是研究核电厂主要因素变化时,相应经济效益指标的变化,并确定其影响的程度。

风险分析又称概率分析,当某不确定性因素的概率分布可大致估计时,研究计算出它造成的经济效益指标的变化范围、期望值和概率分布。

(温鸿钧)

hedianchang jingjixing

核电厂经济性 (economic competitiveness of nuclear power plant) 以若干经济指标表征的

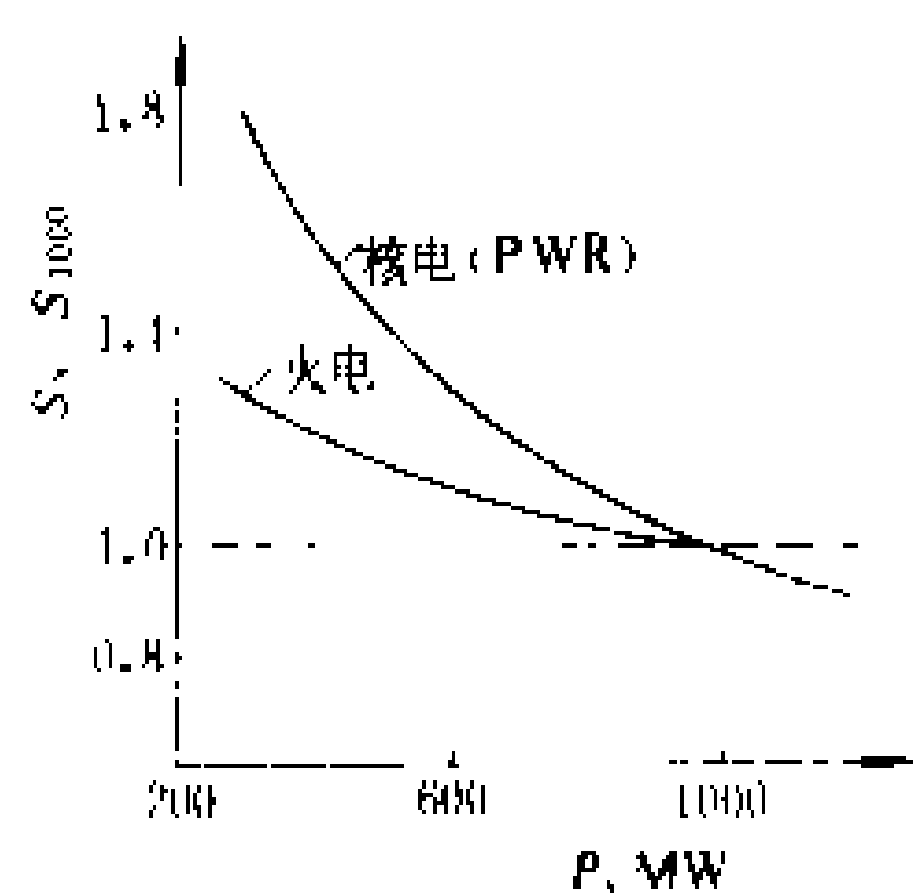
核电厂的经济效益特性和核电厂在经济上的竞争力。衡量电厂经济性的主要指标是比投资(每千瓦建造费)和发电成本(每千瓦小时发电费用)。前者表征电厂在建造期内需要投入的资本;后者既包括建造费用,又包括运行期间需投入的费用以及退役费用,因而是电厂的综合经济指标,也就是判断电厂盈亏或竞争力的综合指标。

核电厂发电成本由投资提成(或折旧费)、核燃料费、运行维护费、退役费等构成。其中,运行维护费与燃煤电厂相当,或稍高一些;退役费在总成本中占的份额甚小,因此,对核电厂经济竞争力起决定作用的是投资成本和核燃料成本。

核电厂投资费一般由直接费用、间接费用及金融附加费构成。直接费包括厂址工程、设备购置、建筑及安装等费用。间接费包含设计、工程技术服务和工程管理等费用。金融附加费是指建造期内的贷款利息和浮动价差。以某一基准日期币值的设备、材料及劳务价格计算的核电厂直接和间接建造费,称为基价投资,把浮动价差考虑在内的建造费称作固定价投资。基价投资、浮动价差及贷款在建设期间的利息之和称为总投资或总建成价。总投资除以电功率等于每千瓦投资,也就是比投资。不同规模电厂的投资大小应以每千瓦投资作比较。

核燃料成本中包括铀原料、铀富集、燃料组件制造、乏燃料(反应堆内用过的燃料)贮存和处理以及放射性废物处置等费用,也就是包含核燃料循环各个环节的费用。

影响核电厂经济性的因素 有重要影响作用的因素有:单元规模,建设规模,标准化程度,建设方式,建造周期、利息率,价格浮动率,负荷因子,平均燃耗深度等等。



电厂相对比投资 ( $S_x/S_{1000}$ )  
与单机组功率之关系

核电厂比投资对单元规模的敏感程度要比常规电厂大得多。如图所示,电功率为 600MW 级核电机组比投资约比同类型 1000MW 级核电机组高 25% 左右。应当指出的是,单元容量对比投资的影响关系是就同一种堆型和相同技术水平的核电机组而言的,不同堆型或不同技术水平的核电机组之间不存在此种关系。例如,国外正在研制的新型中小型轻水堆,由于设计上采

用了新概念,简化了系统,设备部件数量减少,建造工期缩短,因而 600MW 级新型压水堆核电厂的经济性有可能优于现在的 1000MW 级压水堆核电厂。

在同一厂址建造多个机组是降低核电厂造价的重要途径之一。它可以减少前期工程费、共用设施费、工程管理和施工费等。同 1000MW 单机组核电厂相比,  $2 \times 1000\text{MW}$  核电厂比投资约可减少 15%,  $4 \times 1000\text{MW}$  核电厂约可减少 20%。世界上很多核电厂由 4 至 6 个核电机组组成。

核电厂造价与建设方式密切相关,不同建设方式的核电厂在投资费上的差别会是很大的。以中国为例,设备全部进口并由外国公司承包建造的核电厂与自己设计、建造、采用国产设备的核电厂相比,前者的每千瓦投资比后者高出很多。在中国国内市场的物价和劳动力价格明显低于国际市场的条件下,核电厂的本国化大有利于提高其经济上的竞争力。

在核电厂建设中,标准化和系列化也是降低造价的重要手段。它可以减少研制费用,降低设备制造成本,简化安全审批手续,有利于推广建造经验,缩短建造周期。

由建造期间的利息和浮动价差构成的附加投资取决于建设资金筹措方式、浮动率、利息率和建造周期。这种金融附加投资约为基价投资的 20%~80%,随利息率、浮动率的高低和建造周期的长短而不同。在贷款建设核电厂的情况下,唯有建造周期是电厂本身可控的因素,缩短工期能够大幅度节省附加投资。

发电成本中的投资成本与核电厂负荷因子成反比,因此,提高运行负荷因子也是降低发电成本的重要途径。

核燃料成本主要取决于核燃料循环各个环节的费用。各工矿企业的产品成本与其技术水平和经济规模大小有关。因此,核燃料成本的制约因素很多。对核电厂来说,通过改进堆芯设计性能和改善核燃料管理来加深燃耗深度,是降低核燃料发电成本的重要手段(见运行性能指标与核电厂燃料管理)。

核电厂与燃煤电厂相对经济性 核电厂与燃煤电厂相对经济性主要取决于其比投资和燃料成本的比较。核电厂工艺系统和专设安全设施较多,可靠性与安全性要求较高。这使核电厂所用的材料、设备数量和人工多于燃煤电厂。此外,核电厂建造周期也比较长,从而导致其比投资高于燃煤电厂。另一方面,每吨压水堆核燃料组件的价格虽比标准煤贵 1 万倍以上,然而每吨核燃料在压水堆中可被利用的热值约相当于 10 万 t 标准煤,所以,生产相同电量所花的核燃料费要比煤燃料费便宜得多。一般而言,在全寿期平准化贴现发电成本的比较中,当核电厂的核燃料成本低于燃煤电厂燃

料成本的金额足以补偿两者的投资成本差额而有余时,核电厂的经济性优于燃煤电厂。燃煤电厂的燃料成本随着运输距离的延长而增高;而核燃料成本基本上不受运输距离的影响,因此,在远离煤矿的地区核电厂的竞争力更强。

世界上有核电国家的多年统计资料表明,尽管核电厂的具体经济特性与各国的工业技术条件和经济环境有关,但核电厂与燃煤电厂的相对经济特性是普遍的,即核电厂的比投资高于燃煤电厂,核燃料成本显著地低于燃煤成本,造成核电厂的总发电成本低于燃煤

电厂。据世界上 70 年代和 80 年代建成运行的核电厂与燃煤电厂统计资料,核电厂的每千瓦投资比燃煤电厂约高 30%~80%,核燃料成本仅为燃煤成本的 25%~35%,核电厂发电成本比燃煤电厂便宜 20%~40%。自 80 年代中期以来,煤价连续下跌使燃煤电厂的发电成本大幅度减低。但除了接近廉价煤产地的地区(如美国和加拿大西部,中国西北部等)以外,核电仍占有经济上的优势,如经济合作与发展组织(OECD)的核能机构(NEA)对 21 世纪初投产电厂于 1992 年所作的归一化比较结果如表所示。

核电厂与燃煤电厂相对经济比较 (30 年全寿期平准化贴现发电成本, 贴现率 5%)

比较项目	德国	法国	比利时	匈牙利	俄国	日本	韩国	加拿大 中部	美国 东北部	中国 东南沿海
核比投资/煤比投资	1.79	1.23	1.53	1.16	1.02	1.18	1.79	1.58	1.25	1.45
核燃料成本/煤燃料成本	0.22	0.28	0.39	0.36	0.85	0.53	0.23	0.12	0.22	0.45
核发电成本/煤发电成本	0.66	0.65	0.91	0.73	0.78	0.85	0.75	0.88	0.85	0.86

中国核电尚处于初期发展阶段,在当前经济环境下,核电厂的经济性还不能与燃煤电厂相比。但随着核电厂设计自主化和设备国产化的发展以及煤炭价格的合理调整,核电厂对燃煤电厂的相对经济优越性必然会显现出来,特别是在东南沿海地区。

(华明川)

hedianchang kekaoxing

**核电厂可靠性** (nuclear power plant reliability) 可靠性的经典定义是指系统或部件在规定的条件下和规定的时间内,完成规定功能的能力。它以概率来度量。可靠性包括广义的和狭义两种解释。广义可靠性是指系统在整个寿命周期内,在可以维修的情况下,完成规定功能的能力。而狭义可靠性不考虑系统的可维修性。因此广义可靠性又称可用性。

核电厂是复杂的,须满足高度安全要求的核能发电系统,其可靠性必须在保证核安全的条件下才有意义。一般说来,核电厂的可靠性可定义为:在规定的寿命周期内(一般为 30 年),在保护人和环境不受超过限度的电离辐射照射和放射性污染的条件下,核电厂维持其正常商业供电运行的能力。也就是核电厂的可用性(availability)。

定性和定量地评价核电厂的可靠性与评价单一产品的可靠性有很大的不同。它不仅与安全性有关,而且与经济性有关,要求有一套切实可行的可靠性指标体系或通用规则。一般应包括核电设备的耐久性(可靠度、可靠寿命、平均寿命、平均大修时间间隔、贮存寿

命)、无故障性(故障率、平均无故障工作时间)、维修性(维修度、维修率、平均维修时间)和经济性(发电成本、维修费用)等指标。可靠性定义中的规定条件包括使用时的环境条件、维护方法、贮备条件等,而规定时间是可靠性的核心,设备连续运行时间愈长,其可靠性随之下降,因此不同的规定时间可靠性也不相同。为了保证核电厂运行的经济性,应提高核电厂的满功率运行时间,增加负荷因子,提高时间可用率,在保证安全的前提下,减少非计划停堆,提高核电厂的可用性。为了保证核电厂的可靠性,在系统设计中常采用冗余、储备、降额技术,然而它们必须以安全性、可靠性与经济性三者之间的综合平衡为基础。例如核电厂的安全系统常采用冗余方式,而使整个系统复杂化,投资费用提高。为保证核燃料可用率及能量可用率的提高,核电厂定期换料将会影响核电厂的可用性,降低可用度。

核电厂的可靠性指标的实现,不仅要从设计入手,而且要在制造和管理上采取严格的可靠性规范,在核电厂的设计、建造、调试、运行的各个阶段,进行可靠性评估,通过功能试验,质量保证体系的实施,以证明核电厂服役期间,这些可靠性指标始终得到满足。在有可能试验的条件下进行试验,其中某些系统的可靠性指标可能大于其可验证值,如果必须确保这个更大的功能可靠性时,则要求增加一些独立系统,其中每一个系统都能够执行赋予的安全功能。系统的设计具备多样性和实体分离,可以降低共因失效的可能性。核电厂系统和设备的可靠性定量评价,可应用系统可靠性评价方法,特别是失效模式与影响分析和故障树的分析



方法。

(黄祥瑞)

hedianchang liuchuwu daqi kuosan

## 核电厂流出物大气扩散 (atmospheric diffusion of effluents from nuclear power plant)

狭义地可定义为核电厂排入大气的气溶胶、蒸汽或气体形态的放射性物质,因大气湍流造成的扩散稀释;广义定义则还应包括因湍流、吸附、降水等导致干湿沉积于地表的沉积过程和原先沉积于各类表面的放射性物质因刮风等重新悬浮于空气中的再悬浮过程。核电厂流出物与普通电厂或化工厂等流出物大气扩散的规律基本上是相同的,唯一的区别在于,前者应考虑烟羽中污染物的浓度在扩散过程中因放射性衰变造成的耗减。核电厂流出物大气扩散规律的研究是进行核电厂常规排放环境影响评价,尤其是进行事故后果评价的基础。大气扩散规律的研究是沿着野外大气扩散实验、室内风洞实验和数值模拟计算三条途径发展的。20世纪80年代初以来,对大气扩散模式的有效性、参数的灵敏度和参数的不确定性的研究受到越来越多的关注。90年代对苏联切尔诺贝利核电厂事故后果的评估,大大促进了大尺度大气扩散规律、实时剂量评价系统、干湿沉积规律的研究。

**扩散模式与参数** 大气扩散模式是沿着两种基本理论即梯度输运理论与统计理论发展起来的。梯度输运理论认为,大气中某一固定点的扩散与局地浓度梯度成正比。而统计方法则力求确定各单个粒子的径迹和表征扩散所需的统计特征。

**高斯烟羽模式** 这是目前最为广泛应用的大气扩散模式,尤其适宜于估算核电厂常规气载放射性物质排放的长期平均浓度。在此模式中,假定平均风向恒定不变,污染物在横截风向( $y$ )和垂直方向( $z$ )上的浓度分布皆遵循正态分布。高斯烟羽模式的最基本形式如下:

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi u \sigma_y \sigma_z} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left\{ \exp\left[-\frac{(z-H_e)^2}{2\sigma_z^2}\right] + \exp\left[-\frac{(z+H_e)^2}{2\sigma_z^2}\right] \right\}$$

式中 $\chi(x, y, z)$ 为下风向某点( $x, y, z$ )的空气中污染物浓度; $Q$ 为源强; $u$ 为排放高度风速; $\sigma_y$ 和 $\sigma_z$ 为污染物浓度分布在水平方向和垂直方向的标准偏差,也称为扩散参数; $H_e$ 为有效排放高度; $x, y, z$ 为直角坐标。

**事故后果评价模式** 对于事故后果预测评价,第一代主要采用考虑了各项修正因子的直线高斯烟羽模

式,新一代推荐采用分段烟羽模式或烟团模式。对于事故后果实时评价,局地范围推荐采用烟团模式或小室-粒子模式,区域或更大范围推荐采用三维数值模式。

**区域模式和全球模式** 区域模式目前应用较广的主要有两类。其一为烟羽轨迹模式,在此模式中,或根据大气压力数据或根据若干特定位置测得的风速和风向来确定污染物质的运动轨迹;其二为小室-粒子模式,在此模式中,源项由一系列的粒子来表示,污染物浓度则由给定体积中的粒子数表示。全球模式目前应用较广的主要是箱模式。箱模式的基本概念是,把评价区域分成若干环境库式,每一个环境库式用一个箱子代表。在此箱子内,某一给定污染物质迅速均匀混合,污染物在箱间可以互相转移,转移率假定正比于源箱中的污染物数量。

**沿海(水体)扩散模式** 核电厂一般都设在大的水体附近,故需考虑两类特殊空气污染过程:一种是海陆风环流引起的污染,另一种是内热边界层的影响。当局地气流以海陆风为主时,它对空气污染的形成有几种作用:一种是循环作用,如果污染源处在局地环流之中,污染物就可能循环累积达到较高的浓度;另一种是往返作用,原来随陆风输向海洋的污染物可能被海风带回陆地。春末夏初,白天陆地温度比水温高得多,当水面上方处于稳定层结构的气流自水面吹向陆地时,低层空气很快增温,转向超绝热状态,而上部气流仍维持稳定状态,此分界面则为内热边界层,随着气流向内陆运动,内热边界层顶逐渐加厚。目前较成熟的处理方法是分成三个阶段。第一阶段是烟羽未受内热边界层影响;第三阶段是烟羽全部进入内热边界层,污染物在垂直方向视为均匀分布;第二阶段从烟羽开始进入内热边界层到全部进入完毕为止,进入内热边界层的那部分污染物在垂直方向视为均匀分布。

**扩散参数 $\sigma_y$ 和 $\sigma_z$**  目前最为广泛应用的仍是帕斯奎尔曲线(也称P-G曲线)。但它只适用于平坦地区。布里格斯(G. A. Briggs, 1973)在帕斯奎尔扩散曲线、布鲁克海文(BNL)扩散参数系及美国田纳西流域管理局(TVA)扩散曲线基础上,提出了两组求各类天气相应的 $\sigma_y$ 和 $\sigma_z$ 值的内插公式,分别适用于农村田野和城市条件,其适用范围在10km之内。对于粗糙地形、高架排放源条件,较合宜的扩散参数系是由国际原子能机构(IAEA, 1980、1982)根据联邦德国在利希和卡尔斯鲁厄两个核研究中心的示踪试验结果提出的。

**有效排放高度 $H_e$**  通常定义有效烟源高度 $H_e$ 等于烟囱高度 $H$ 和抬升高度 $\Delta H$ 之和。 $\Delta H$ 由两部分组成:因放射性烟气具有初始动量使其离开烟囱后继

续上升,称为动力抬升;因烟气温度高于周围气温而引起的上升,称为浮力上升。如果烟羽包含足够多量的放射性物质,则它的浮力将因“自加热”而连续加强。对于运行的核电厂,浮力作用较小,一般可以忽略不计。

此外,事故条件下,气载放射性物质从反应堆安全壳向环境的泄漏应视为地而排放。

**建筑物尾流修正** 对于地面排放,应考虑建筑物尾流内污染物烟羽的初始混合。此情况下,通常的处理方法是以考虑了初始混合的  $\Sigma_y$  和  $\Sigma_z$  替代高斯烟羽模式中的  $\sigma_y$  和  $\sigma_z$ 。

**大气扩散分类** 帕斯奎尔 (F. Pasquill) 1961 年提出利用云量、风速和太阳辐射这样一些易于观测的量为特征量把大气湍流条件分为六类稳定度;A 类表示最不稳定的条件,B 和 C 表示稍不稳定,D 表示中性,E 和 F 表示稳定。为帕斯奎尔原初分类时所明确排除的接近静风、十分稳定的条件,现在有时称为 G 类。吉福特 (F. A. Gifford, 1961) 提出的相应于 A 至 F 类天气类型的  $\sigma_y$ 、 $\sigma_z$  与下风向距离的关系曲线已被广泛应用于大气扩散计算中,这些曲线常称为 P-G 曲线。

特纳尔 (D. B. Turner, 1964) 在帕斯奎尔方法基础上提出了一种较具体的稳定度分类法。这就是先根据某地某时的太阳高度角和云量、云高确定净辐射指数,再由净辐射指数和风速划分稳定度等级。这是一种客观的分类法,可以用计算机完成分类工作。美国核管理委员会在其管理导则 1.23 (USNRC, 1972) 中则建议根据 10m 和 60m 标准高度间测量的垂直温度梯度进行稳定度分类。许多研究人员提出了根据  $\sigma_y$  (水平风向标准差) 分类稳定度条件的方法。联邦德国卡尔斯鲁厄核研究中心 (KFK) 则采用  $\sigma_z$  (垂直风向标准差) 进行稳定度分类。

上述稳定度分类方法中,用常规气象资料分类最简便,其中特纳尔方法比帕斯奎尔方法更客观,便于掌握和应用。但是这种方法比较粗略。风向标准差  $\sigma_y$  是直接反映湍流强度的参量,它是划分稳定度类别的最佳指标,这一点已为国内外扩散试验所证实。同一地点同一时刻,采用不同的分类方法可能给出不同的天气类别,但各种稳定度分类方法的长期平均结果比较接近。

**大气扩散实验** 一般可分室内风洞实验与野外大气扩散实验两类。

**室内风洞实验** 利用环境风洞 (又称大气边界层风洞) 进行大气扩散规律的研究。风洞是以空气为实验介质进行实验室空气动力学研究和大气环境模拟的一种实验设备,从性能上可分为高速风洞和低速风洞两类。环境风洞是低速风洞的一种,其类型主要分环流式和直流式两种,其结构基本由下述诸部分组成:风扇

段、导流段、扩散段、阻尼段、收缩段和试验段,具有温度场模拟的风洞还设有加热和冷却装置。

**野外大气扩散实验** 主要包括两部分内容。其一为气象背景考察,目的是调查评价地区的污染气象要素:风向、风速廓线;温度廓线;稳定度分类;降水等。常用仪器有电解风向风速仪、各类微风仪、系留探空装置、声雷达、雨量计、净辐射计等。大型野外实验中,往往还建造气象铁塔,以便在不同高度处,装配各种气象敏感探头。其二为示踪实验,目的是用各种示踪剂模拟大气运动,测定评价区域扩散参数和湍流特征,同时也可检验模式的有效性。当前检验模式有效性的常用方法是对模式预测值和对应的实测值 (例如示踪实验) 进行相关分析。但相关分析有时也会导致错误的结论,目前已提出优于相关分析的新的统计学指标:符合指数  $d$ 。

**数值模拟计算** 用数值解方法求解湍流扩散方程,以推算出空间的污染物浓度分布。

**沉积和再悬浮** 包括干沉积、湿沉积和再悬浮等问题。

**干沉积** 因湍流运动、热运动、惯性力、静电力和化学吸附等因素,污染物在大气中输运和扩散的同时被地表面阻留。这种与重力沉降及降水作用无关的污染物从大气向地表而作质量转移的过程称为干沉积。干沉积的同时导致空气中污染物浓度的减少。用沉积量  $D$  来定量描述大气污染物由于干沉积所造成的从大气向地表面转移的污染物质。在分析植物孢子的干沉积时,格雷戈里 (P. H. Gregory, 1945) 曾确定沉积量  $D$  与近地表面层的空气浓度  $X$  成正比。张伯伦 (A. C. Chamberlain, 1953) 把具有速度量纲的  $D$  与  $X$  的比例常数  $V_d$  定义为沉积速度。这样的定义虽然不能解释干沉积的物理机制,但是能够反映各种物理机制对干沉积的总效应。到目前为止,方程式  $D = V_d X(x, y, z)$  仍不失为表达极其复杂而至今了解较少的干沉积过程的简单方便的形式。

定量描述干沉积造成的烟羽中放射性物质耗减的模式主要有源耗减模式、表面耗减模式及修正的源耗减模式。目前,以源耗减模式应用最广。源耗减模式是由张伯伦在 1953 年提出的,其基本概念是将在下风向  $X$  处污染物烟羽由于干沉积所造成的浓度减小归结于源强的耗减。此时,下风向  $X$  处有沉积情况下污染物的浓度相当于直到  $X$  处由于干沉积而耗减后的物质总量剩余量 (有效源强) 所产生的无沉积情况下污染物的浓度。表面耗减模式是由霍斯特 (T. W. Horst, 1976) 提出的。此模式把干沉积作用所造成的污染物对地表面的沉积通量视作污染物质量的“汇”。其基本原理是,有干沉积的污染物浓度分布等于下述两部分浓

度分布之和;以初始源强 $Q_0$ 的无沉积情况下由于湍流扩散所造成的浓度分布及上述汇所造成的浓度减少值的分布。

源耗减模式假定烟羽中放射性物质的浓度在所有高度上以同一速率减少。这仅仅在沉积相对于垂直混合很小时才正确。从物理意义上讲,表面耗减模式比源耗减模式合理,但计算量太大,应用受限。为解决此难题,霍斯特(1978年)提出了一种考虑表面耗减作用的混合源耗减模式。

湿沉积 粒子和气体因降水从烟羽中清除而沉积于地表面的过程称为湿沉积。由此过程产生的沉积可以用湿沉积速度 $V_w$ 描述。 $V_w$ 定义为湿沉积通量 $W$ 与地表空气中放射性核素浓度 $x_0$ 的比值。湿沉积通量可以由两个参数估算:冲洗系数 $\Lambda$ 和冲洗比 $\alpha$ 。冲洗系数 $\Lambda$ 定义为 $\Lambda=k/x$ ,其中 $k$ 为单位体积空气中放射性物质的清除速率。冲洗比 $\alpha$ 定义为放射性物质在雨水中的浓度与其在空气中的浓度的比值。确定 $\Lambda$ 所使用的参数是在特定降水时刻测定的,故适用于事故条件下的湿沉积计算。而 $\alpha$ 是根据长期平均值测定的,更适于常规条件下的长期慢性排放的湿沉积计算。

再悬浮 当一种较难溶解的放射性物质(例如长寿命放射性核素)沉积在地面时,该物质总会部分地再悬浮到空气中,因此在源消失后的很长时间里会经呼吸和食物链途径造成对人的照射。

再悬浮因子 $K(t)$ 定义为沉积结束后某 $t$ 时刻再悬浮放射性的空气浓度 $x_r(t)$ 与单位面积上的表面沉积量 $s$ 的比值。

此领域今后的主要研究方向有:沿岸扩散模式(包括内热边界层效应)、复杂地形扩散模式,事故条件下的中、大尺度扩散模式,模式的可靠性检验及参数的不确定度分析等。

#### 参考书目

张永兴等译. 气象学与原子能. 北京:原子能出版社, 1979

李宗恺等. 空气污染气象学原理及应用. 北京:气象出版社, 1985

(胡二邦)

hedianchang liuchuwu jiance

**核电厂流出物监测** (monitoring of effluents from nuclear power plant) 核电厂在运行过程中通过烟囱排出的气载放射性污物流和通过管道或水渠排入合适的污水系统(或水体)的液态放射性污物流称为流出物。为了控制和评价核电厂的流出物对周围环境和居民产生的辐射影响,而对其进行的监视性测量则称为流出物监测。具体来讲,流出物监测的目的

有:①证明释放到环境中去的流出物的量遵守管理限值;②当利用一定的环境模式来估算人群的受照水平时,它可以作为估计源项的一种依据;③作为制定和修改环境监测计划的依据;④可用于检验核电厂的运行情况及流出物的控制系统的性能是否符合设计要求;⑤改善公众关系,使公众确信排放已得到适当的控制;⑥有助于迅速发现和鉴别非正常排放的种类和程度;⑦启动可能需要启动的警告系统或应急响应系统。流出物监测将按国家或地方主管部门批准的排放限值组织进行。

除了在某些特殊的环境介质中可能发生放射性物质的浓集的情况以外,流出物在被排入环境之前,其放射性浓度通常是较高的,因此流出物监测可以以较高的准确度来鉴别并确定释入环境中的放射性核素的组成和量。但是另一方面,环境监测的结果却能提供对公众受照情况的更直接的估计,它还可以提供有关环境污染水平的累积趋势和是否还存在尚未受到监测的新的流出物等方面的信息。因此流出物监测和环境监测两者应该相互补充。这种补充,不仅对于评价是重要的,而且还可以将作为源项数据的流出物监测结果和作为污染后果数据的环境监测结果定量地联系起来,这对于验证和改进放射性核素在环境中的转移参数和模式是十分有意义的。

排放类型 放射性物质向环境排放分为常规排放和事故排放两大类。核电厂处于正常运行和管理情况下的排放叫做常规排放;核电厂处于事故工况或在限制排放的有关规定遭到破坏的情况下的排放叫做事故排放。常规排放又可以分为有组织排放和无组织排放两类。有组织排放是指对排放物的种类和数量了解得比较清楚,并且是在有一定计划和受到控制的情况下进行的排放。无组织排放是指对流出物的了解和控制难于做到比较准确,一般也不容易按一定的计划有组织地进行。

监测类型 核电厂气载流出物中最重要的放射性核素是惰性气体和放射性碘,此外,还有一些特殊状态的裂变产物和活化产物,以及氟等元素的挥发性化合物。事故释放中的裂变产物可能以复杂的混合物状态出现,但仍包括碘-131和惰性气体。因此对气载流出物的监测类型应包括发射 $\beta$ 或 $\gamma$ 的气溶胶、发射 $\alpha$ 的气溶胶的总活度测量和惰性气体的总活度测量,以及对关键核素和诸如碘、铯和氟之类的放射性同位素的特殊测量。核电厂的液态流出物含有裂变产物和活化产物,主要是钴、铁、镍、铬、铈、铯和碘的同位素以及氟。因此对液态流出物的监测类型包括发射 $\beta$ 或 $\gamma$ 的放射性核素、发射 $\alpha$ 的放射性核素的总活度的测量,以及关键核素和某些特殊的放射性同位素,特别是碘

和氡的测量。

**监测技术** 流出物的监测技术基本上可以分为两类：①将探测器置于气载或液态流出物中(浸没探头)，或使其贴近释放管道的外侧；②对气载或液态流出物取样，然后对样品进行放射性测定(总活度测量或核素分析)。前一种测量可给出直接指示，并可以和警报设备相连接，以便必要时可发出警报，使工作人员采取必要的改正措施。后一种方式包括取样后的就地测量或实验室测量。在某些情况下，这两种方法是可以互相补充的。

取样的类型分为连续的、定期的、专门的或自动驱动的四大类。取样点应设置在可以获得代表性样品的地方。取样方法的设计应保证获得的样品与流出物具有相同的核素组成，并在活度上正比于排放的量。对于气载流出物，最好采用等流态取样(在取样管道中的线流速与排放管道——如烟肉中的线流速大致相同)。对于液态流出物，为了防止意外情况下严重污染环境，应采用分槽排放，即使液态流出物先排入暂存槽内，经取样测量证明其污染情况满足排放要求之后再逐槽排放。

**监测结果的记录** 监测结果的记录十分重要，它应包括装置名称、流出物类型和来源、排放点名称、测量或取样点名称、释放的核素或其混合物、释放时间、排放流速、取样期间排放的总体积、取样体积、取样时间、测量技术说明、测量时间、实际测量结果、接纳水体的流速(对液态流出物)、排放点高度(对气载流出物)、气象参数(风向、风速、天气稳定度、降水量等)。

#### 参考书目

李德平、潘自强主编，辐射防护手册，第二分册

辐射防护监测技术，北京：原子能出版社，1988

(夏益华)

hedianchang liuchuwu shuili kuosan

**核电厂流出物水体扩散** (diffusion in water body of liquid effluent from nuclear power plant)

核电厂释放的液态放射性流出物在接纳水体中的输运与扩散。核电厂常规排放到环境中的液态流出物包括冷却水、实验室废水、地板冲洗水以及经废液处理系统净化后的废水等，其放射性浓度属于或小于放射性液体废物分级中的弱放射性。按规定，废液的排放应采取槽式排放方式，即待排废液收集在排放水箱中，经监测证明浓度低于排放标准后才允许排放。接纳水体可以是河流、湖泊、河口和海湾。对流出物中所含的放射性核素在水体中迁移计算的目的是给出在常规排放和事故排放两种情况下，放射性核素在水中

的浓度分布及在岸边和水底的沉积量的分布，为辐照剂量估算提供依据。核素迁移计算的程序一般是先根据水文学资料建立流场方程，然后建立核素迁移方程。

**特点** 流出物在不同水体中扩散有不同的特点。

在宽浅的天然河流中，垂向迅速达到均匀混合。在恒定排放率条件下计算时可忽略纵向弥散，集中计算在横断面均匀混合前过渡段内的横向弥散。过渡段距离取决于河流宽深比、曲率、比降、糙度及排放口位置。岸边排放时，过渡段为河宽20~40倍；河中心排放时，过渡段为岸边排放过渡段的1/4。事故排放时河流中核素浓度计算要依据释放率随时间变化，考虑对流输运和横向纵向两个方向的弥散。

湖泊中核素迁移受入湖水和出湖水流量、湖水中垂直温度分布以及呈现周期变换方向的沿岸流的影响。由于湖泊水交换缓慢，核素长期停留在湖内，沉积作用显著。如果存在长寿命核素，并且和悬浮物沉积物具有强的亲和力，那么在悬浮粒子浓度高时，沉积作用则应着力研究。平衡条件下，核素在固相上浓度与液相中浓度之比称为分配系数。分配系数随核素种类、化学形态以及水体性质变化，相差很大。

核素在河口和海湾中迁移的特点是受潮汐影响，河口流量剧烈变化，咸淡水相汇，加强了紊流混合作用。另一方面，潮汐对河水的顶托，延长了核素在河口段的停留时间。河口离子浓度变化使吸附和解析、沉淀和溶解作用变得复杂。海湾水的平均滞留时间、潮汐、沿岸流、盐度和风向影响着核素在海湾中迁移。在大海湾和远岸海域，紊流弥散系数与湍涡尺度的4/3次方成比例，随时间不断增加。

**核素迁移计算** 按流出物进入接纳水体后各阶段稀释混合的特点，可以分成近场混合和远场混合。近场混合的效果决定于排放器的结构和位置(表面式或浸没式)、流出物动能(射流作用)、流出物和接纳水体的温度和密度、水体的深浅、横向流强弱等因素。近场范围的典型值为10~100倍排放特征尺度(排放特征尺度定义为排放截面面积的平方根)。迅速强烈的射流混合，可在近场边界达到一二个数量级的稀释度。对于不同排放器设计及不同水体条件，已有相应的经验公式或图表用于估计近场混合范围和稀释度。在各种水体中，远场核素迁移方程大同小异，基本方程为对流-扩散方程  $\frac{\partial C}{\partial t} = \text{div}(D \text{grad} C) - \text{div}(CV) - \lambda C + s$ ，式中  $C$  为  $t$  时刻空间某处一种核素在水中的浓度， $D$  为弥散系数， $V$  为流速， $\lambda$  为核素衰变常数。方程右边第一、二项分别表示水动弥散作用和对流作用引起的核素迁移， $s$  表示源汇项，描述了除核素衰变外各种机制引起的核素水中浓度变化率，包括吸附和解析、沉淀和溶解

等。

对河流而言,不同条件下的对流-扩散方程的解析解能给出满足需要的结果。对大湖、河口和海湾则应采用数值计算求解流场方程和核素迁移方程。在各种受纳水体的核素迁移计算中,弥散系数是一个主要参数,现在已经有许多经验公式用于从流场参数确定弥散系数。但在缺乏必要的资料,或者具体条件不符合经验公式的适用条件时,则应该采用现场实测流场参数,并进行示踪实验,确定弥散系数。

对受纳水体的影响 核电厂冷却水排放会使受纳水体温度升高,导致水中化学反应和生化反应速度加快,溶解氧减少,影响鱼类生存和繁殖。水温还会使氰化物和重金属离子等毒物的毒性增加。中国国家标准 GB3097—82《海水水质标准》规定:废热水进入水体经混合后,导致中心水域温度升高不得大于当地当时水温 4℃。

核电厂液态流出物进入地下水的可能途径是污染了的地表水渗入地下水,或污染浅层土壤后入渗到地下水。在正常工况下,核电厂液态流出物污染地下水的概率极低,仅在选址时加以考虑。在堆芯熔化事故中,释放的核素在地下水中迁移受非饱和带厚度和性质、水入浸速度、含水层厚度、地下水流速、核素化学形态及多种环境因素影响。地质介质对核素的吸附作用,用滞留因子表示,其定义为地下水实际流速与核素迁移速度之比。不同介质、不同核素及不同环境条件,滞留因子值相差甚大。

#### 参考书目

余常昭 M. 马尔柯夫斯基 李玉梁,水环境中污染物扩散输移原理与水质模型,北京:中国环境科学出版社,1989

张书农,环境水力学,南京:河海大学出版社,1988

(郭泽德)

hedianchang qilun fadianji

**核电厂汽轮发电机** (turbogenerator for nuclear power plant) 与常规火力发电厂汽轮发电机无本质区别,有全速与半速两种。轻水堆核电厂蒸汽参数较低,流量大,核汽轮机通常设计成半速的(1500r/min 或 1800r/min),汽轮发电机也相应为四极的。也有的核电厂采用全速机组,此时所使用的汽轮发电机为两极的。

四极汽轮发电机与同容量两极机组相比,在设计、制造和性能方面具有一定特点。

(1)四极机组转子直径约为两极机组的 1.5 倍,定子内径也约为两极机组的 1.5 倍,由于其磁轭厚度仅

为两极机组的一半左右,定子铁芯外径只略大一些,所以,两者机座外形尺寸几乎相同。

(2)四极机组转子重量约为两极机组的两倍,定子则较轻。定子减轻的比例与转子增重的比例几乎相等。因而两者的总重量大致相等。

(3)四极转子励磁会在定子铁芯上诱发八波节振动,其径向振幅约等于两极机组的 10%~20%。在适当选择机座自振频率和强迫振动频率以后,定子铁芯可无需采用弹性支撑件支持,其转子因纵向和横向刚度相同,可无需为消除振动而开空槽。

(4)四极机组冷却方式与两极机组的无区别。因转子圆周速度较低,转子氢冷时的氢气流速可较低。除氢冷却外,还有双水内冷和水-氢-氢冷却。

(5)在机组参数方面,两者的短路比和同步电抗差不多;四极机组的暂态电抗和次暂态电抗略高,暂态电抗约为 0.4~0.5,次暂态电抗约为 0.27~0.34。

(6)突然短路时,作用于轴颈上的短路力矩四极机组的较两极机组的要小。由于极距较短,运行时和突然短路时定子端部绕组中机械应力四极机组的也均较两极机组的要小。

(7)由于四极转子尺寸和重量均较大,使机组在加工、平衡和超速试验以及厂内外运输方面均增大了投资。

(赵荣潜)

hedianchang ranliao guanli

**核电厂燃料管理** (fuel management of nuclear power plant) 核电厂根据设计规定的燃料安全运行限值和条件,结合核电厂的运行实际,在确保安全的前提下,为降低发电成本,获得最佳的燃料利用所进行的各项技术、经济分析及管理工作。核电厂的燃料管理主要包括新燃料组件的采购、运输和贮存;堆芯换料和反应性控制方案的制定;换料;运行监督以及乏燃料组件的检查、贮存和运输。

新燃料组件的采购、运输和贮存 核电厂根据设计对燃料组件的要求与燃料组件制造厂签订购货合同。燃料组件制造厂则按照《核电厂质量保证安全规定》及有关导则的要求,制定燃料质量保证大纲,并提交核电厂认可后组织生产。核电厂根据燃料组件制造厂制订的质量保证计划与制造厂共同确定控制点,并在燃料制造过程中进行监督与检查。

新的燃料组件装入专用的运输容器内,由专用运输车运至核电厂。核电厂根据书面验收程序对燃料组件、运输容器以及文件组织验收检查。对燃料组件应检查完整性、清洁度、尺寸、有无弯曲和有无变形等。对运输容器应检查外部有无损伤、铅封的完整性、有无松

落部件、加速度仪的指示值是否正确等。当确认满足规定要求后，将新燃料组件放入新燃料组件贮存架上贮存。

堆芯换料和反应性控制方案的制定 核电厂的首次堆芯装载方案由设计部门提供。此外，还提供给核电厂至平衡换料的若干个换料方案。但是，核电厂不可能完全按照设计预计的情况运行，因此，必须根据实际情况进行调整，提出切合实际的堆芯换料和反应性控制方案。

在确定堆芯换料和反应性控制方案时，应考虑的主要问题有：①电力系统对电力的需求情况；②确保堆芯中子通量密度分布、反应性控制和停堆深度等安全相关参数满足设计准则和要求；③优化燃料在堆芯的使用条件（如展平堆芯功率分布），以提高可靠性和经济性；④应有足够的灵活性，以补偿各种扰动对核电厂运行的影响。

核电厂的换料方式 核电厂在运行过程中，由于核燃料不断地消耗，堆芯的反应性逐渐降低。为了使反应堆维持正常运行，就需要换料。核电厂有不停堆换料和停堆换料两种方式。前者适用于压力管式反应堆，如重水堆和石墨堆，而后者适用于容器式反应堆，如压水堆和沸水堆。

压水堆核电厂的换料周期目前一般为12个月，每次更换1/3堆芯的装料。换料的方法有多种。

(1) 由外向里换料：初始堆芯装料时，高富集度的燃料组件装在堆芯外围，中、低富集度的燃料组件按完全跳棋式和不完全跳棋式的方式混装在堆芯内，见图

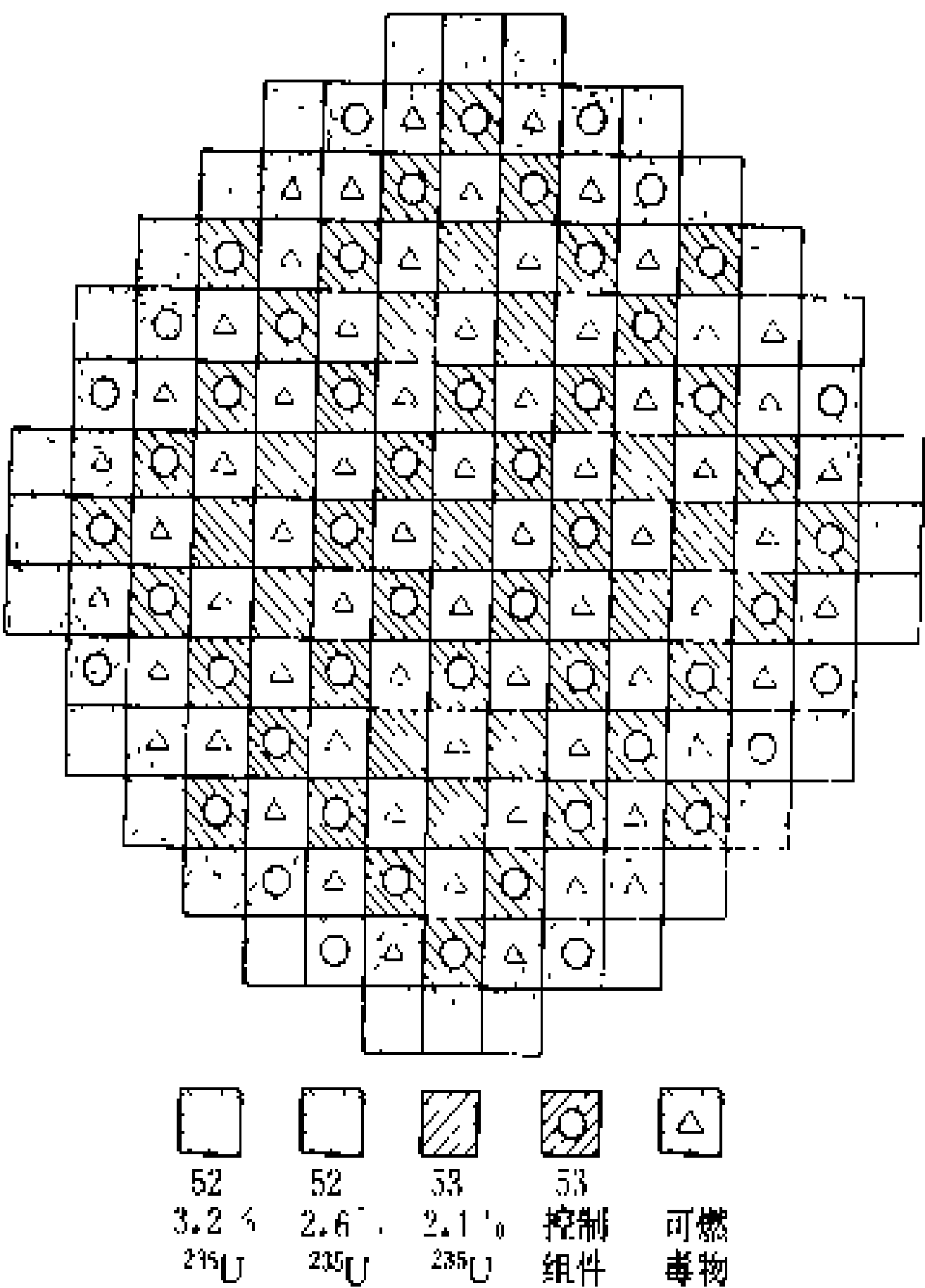


图1 完全跳棋式三区初始堆芯装料布置

1和图2。采用固体可燃毒物补偿部分过剩反应性，以利于控制和运行，也是展平功率分布的重要手段。换料时取出堆芯燃耗最深的燃料组件，将外围的燃料组件倒入内区，再将新燃料组件加在堆芯的外围。其优点是较好地展平堆芯径向功率分布，降低功率不均匀系数和提高堆的出力。在同样的出力下，这样的做法增加了安全裕度。其主要缺点是堆芯边区中子泄漏量较大。

(2) 由里向外（或称低泄漏）换料：换料时将新燃料组件装在堆芯的内区，而将内区烧过的燃料组件移至外区，最后将外区燃料组件卸出。这种方法减少了堆芯的中子泄漏损失。它的缺点是将新燃料组件装入内区增加了堆芯的功率不均匀系数，因而必须合理布置可燃毒物，以控制换料后堆芯的初始反应性和抑制内区燃料组件的功率峰值。

(3) 跳棋式换料：初装料时，三种不同富集度的燃料组件交叉排列，均匀布置在堆芯内，如图3所示。每次换料时，只取出其中某一编号的燃料组件，同时，在

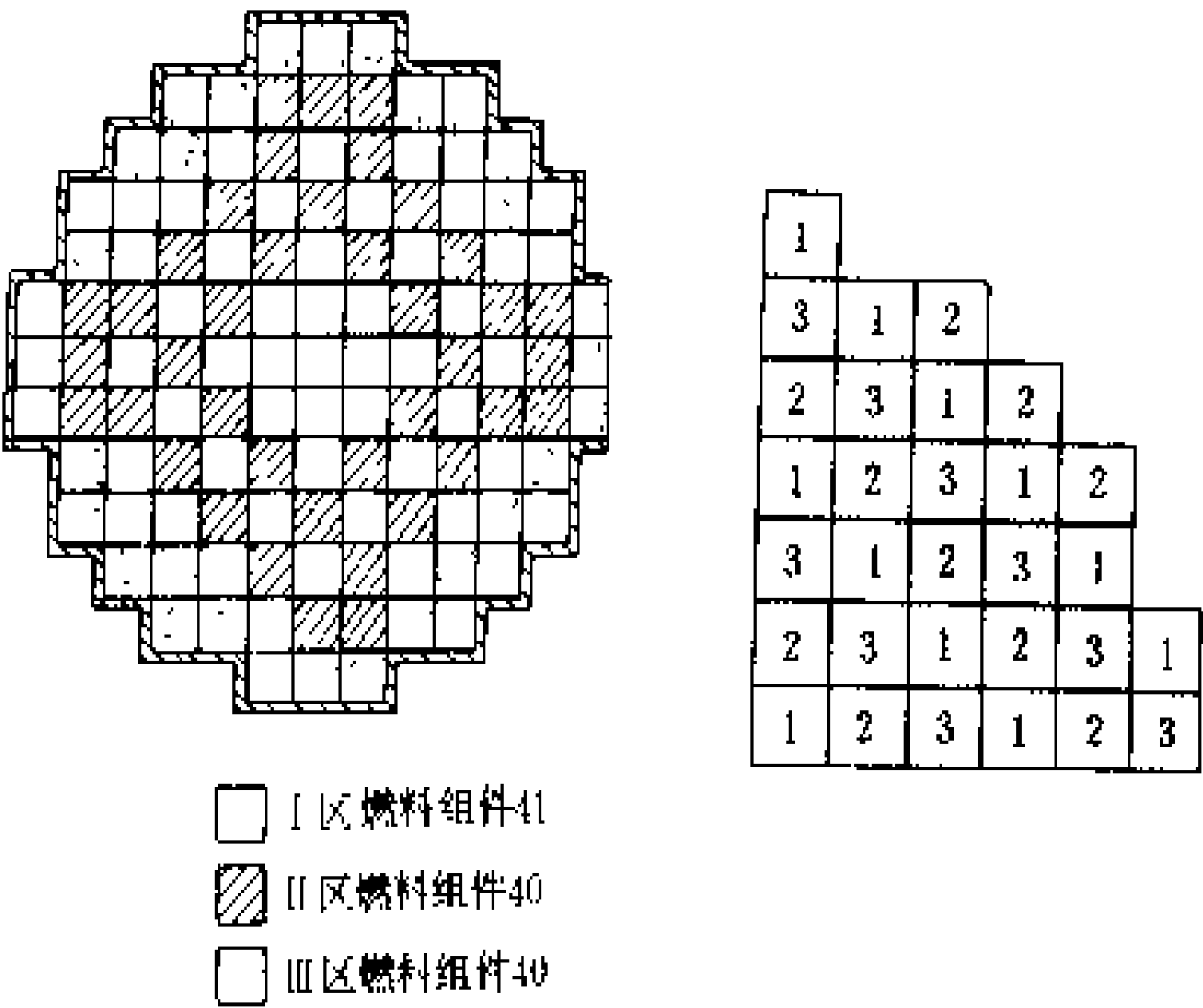


图2 不完全跳棋式 三区初始堆芯装料布置      图3 分区跳棋式到换料(图示1/4象限)

取出燃料组件的位置上装入同一种富集度的燃料组件，下次则更换另一编号的燃料组件。这种方法的优点是加强了新、旧燃料的耦合，分布均匀，又克服了循环倒换燃料次数多的缺点，换料简单。主要问题是新、旧燃料间有较大的局部功率峰起伏。当燃料组件尺寸较小，每个燃料组件内的燃料棒不超过100根时，使用这种方法比较合适。

沸水堆的堆芯装载和换料方法与压水堆相似，只是对沸水堆，一般分成四区装料，每次更换1/4的堆芯装料。

运行监督 核电厂在运行时，利用堆外和堆芯的探测系统来监视反应堆的功率和功率分布。

(1) 在稳定功率运行时，定期地将中子探测器由压力容器底部送入部分燃料组件的导向管中，即可测出

堆芯的中子通量密度空间分布,以此计算出轴向峰值和热管因子;

(2) 利用设在部分燃料组件出口处的热电偶连续监测相应燃料组件的出口温度,以确定堆芯熔升因子分布,监督烧毁比和防止发生膜态沸腾;

(3) 由控制棒组件和化学和容积控制系统所引入总负反应性的速率,被限制在一定数值内,以保证对热管因子和烧毁比规定的条件能得到满足;

(4) 从中子通量密度空间分布计算出燃料燃耗量,并根据负荷要求,拟定最佳的换料方案;

(5) 连续监测冷却剂中裂变产物的放射性活度,以判断燃料组件包壳是否发生破损。(见燃料元件破损监测)

**乏燃料组件的检查、贮存和运输** 由于乏燃料组件具有很强的放射性,因此,其检查、贮存和运输必须在水下进行。

用装卸料机把乏燃料组件由堆芯提出后,装入水下小车的燃料组件篮里,通过水下运输通道进入乏燃料组件贮存厂房,然后把燃料组件篮由水平转向垂直状态,再用抓取机及长柄工具把乏燃料组件从燃料组件篮里提出,并送到乏燃料组件贮存架中贮存。

对乏燃料水池,一般要求其乏燃料贮存能力达到10~15年卸料量。冷却水池设有净化冷却系统,以便使池水保持澄清并带走乏燃料组件的剩余衰变热。破损的燃料组件可存放在特殊的乏燃料组件盒里,以免污染水池。

乏燃料组件在贮存水池里至少应存放300天才允许发运出厂。当需要乏燃料组件装运出厂时,可把它装入乏燃料组件运输容器内,此项操作也是在水下进行,然后用燃料贮存厂房中的吊车把运输容器吊到运输拖车上,拖车上装有容器倾翻机,把运输容器由垂直转至水平方向,紧固后发运出厂。

乏燃料元件在贮存水池中可用专用设备进行外观、尺寸及完好性检查(称吸漏试验)。

(徐江清 邵向业)

hedianchang shiti baowei

**核电厂实体保卫** (physical protection for nuclear power plant) 为防止非法盗取核材料,以及针对核电厂的人为破坏和恐怖活动而采取的特殊保卫措施。对核电厂及其核材料的破坏活动可能导致放射性物质的扩散而危害公众和环境。

核电厂的实体保卫是通过多道可靠的实体屏障来实现的,一般可分为四个区:厂区,控制区,保卫区,关键区。其中关键区为实体保卫重点。

**核电厂厂区** 核电厂管辖界限。出入厂区有限制

措施,界限设栅栏或围墙,并有标志。厂区内的停车场、展览室和生活设施均为不需保卫的设施。

**控制区** 在厂区内需要保卫的区域,如办公大楼,辅助设施,一般材料仓库等。入口有控制,设警卫室,控制进出人员和运输车辆。施工期间另设入口,海上入口只在施工中使用。

**保卫区** 核电厂运行设施所在的区域。由双层栅栏围住,设有一定宽度的走道,走道上有超高频网络,内栅栏带电,栅栏门设有开关控制设备;电视摄像机及特殊照明系统沿栅栏布置,前者作周期性检查,后者保证夜间查防;进出本区需经保卫检查站,检查站对人员和物件进行安全检查,并设有探测武器和爆炸物的装置。所有侵入物信息及技术报警均设在本区保卫楼内。

**关键区** 核安全设施、核设备和核材料所在的区域。进出此区有限制措施,并需通过设有电视摄像机的自动检查站。在本区内部,人员的通行作分区管理和监测,分区之间另设进出口和自动检查站,以防止内部破坏。核燃料贮存库、乏燃料贮存厂房应有监视报警系统。

核电厂设高水平保卫系统,由侵入物探测系统及进出控制系统组成。前者,如单层和双层栅栏、超高频和红外线屏障、多普勒效应雷达、保卫电网、电视摄像机和图像显示等,对侵入物探测定位并报警通知管理人员。后者,如在进出口设置人员标志阅读机以进行控制和管理;控制操作的监督计算机;人员磁性卡等。

(林诚格)

hedianchang shigu fenlei

**核电厂事故分类** (categorization of nuclear power plant accidents) 核电厂事故通常可按预期发生的频率、过程的物理特点及影响辐射安全的严重程度分类。

**按预期发生的频率分类** 对核电厂事故按预期发生的频率进行分类的目的在于规定不同的系统响应上的限制,即给以对应的可接受限值。这里所谓的按频率分类,实际上是按照工程判断和运行经验得出,并以适当的规章确定下来的。

核电厂的状态按发生频率可分为正常运行、预期运行事件、稀有事故、极限事故及严重事故三类(见核电厂事故分析)。正常运行工况、预期运行事件、稀有事故和极限事故,在核电厂设计时均需作出考虑和分析,故称为核电厂的一、二、三、四类设计工况,或简称工况。实际上,核电厂事故分类是核电厂状态分类中的一部分。预期运行事件不属于事故工况,但对其分析属于事故分析的范畴。

核电厂安全设计中,必须遵循这样的原则:导致高

辐射剂量或放射性物质大量释放的状态的发生概率要低，而发生概率较高的状态的辐射后果要小。

**预期运行事件** 或称中等频率事件，在核电厂的寿期内可能发生一次或多次。在发生这类事件情况下，当核电厂的运行参数达到规定限值时，保护系统应能关闭反应堆；但是，在进行了必需的校正动作后，反应堆可重新投入运行。预期运行事件的可接受限值为：①反应堆冷却剂系统的压力小于110%设计值；②燃料元件包壳表面不发生偏离泡核沸腾；③放射性释放低于正常运行限值。

**稀有事故** 这类事故对于单座核电厂来说，不大可能发生，从整体核电厂运行经验来说，有可能会发生。如发生这类事故，允许堆芯有少量燃料元件受到损坏，需要依赖专设安全设施来缓解其后果。稀有事故的可接收限值为：①堆芯保持其几何形状和可冷却性；②反应堆冷却剂系统压力小于120%设计值；③在隔离区（2h内）及低人口区（8h内）边界上，个人辐射剂量限值（按美国标准）为：甲状腺剂量300mSv，全身剂量25mSv（对于一些发生频率很低的事故，其限值为：甲状腺剂量750mSv，全身剂量60mSv）。

**极限事故** 极不可能发生的事故，其发生频率大致为 $10^{-4}$ 次/堆·年。这类事故可能导致燃料元件有重大损伤，但不致引起限制其后果的系统丧失功能，反应堆冷却剂系统和反应堆厂房不会受到附加的损伤。极限事故的可接受限值为：①堆芯保持其几何形状和可冷却性；②反应堆冷却剂系统压力小于120%设计值；③在隔离区（2h内）及低人口区（8h内）边界上，个人辐射剂量限值（按美国标准）为：甲状腺剂量3000mSv，全身剂量250mSv。

**严重事故** 导致燃料元件严重损坏，堆芯熔化，安全壳完整性可能受到破坏，放射性物质大量释放的事故。核电厂的这类事故预计发生频率受到国家核安全管理机构安全目标的限制。（见严重事故）

**按过程的物理特点分类** 预期运行事件、稀有事故和极限事故，又可统称为设计基准事件，对它们还可按照过程的物理特点分类（见设计基准事故）。

**按影响辐射安全的严重程度分类** 核电厂事件的另一种分类的方法，是按核事件影响核安全和辐射安全的严重程度来区分。这是为了迅速向公众通报核电厂安全重要事件，使核工业界、新闻界和公众取得共同的理解。这种分类方法将核电厂事件分为7级：

1级——异常，核电厂运行偏离规定的功能范围。

2级——事件，核电厂运行中发生具有潜在安全后果的事件。

3级——严重事件，核电厂的纵深防御（见纵深防御原则）措施受到损害。厂内严重污染，工作人员受到

过度的辐照。向厂外环境释放极少量放射性物质，公众受到的照射远低于规定限值。

4级——主要在核设施内的事故，核电厂反应堆堆芯部分损坏，对工作人员具有严重的健康影响。向厂外环境释放少量放射性物质，公众受到规定限值量级的照射。

5级——具有厂外风险的事故，核电厂反应堆堆芯严重损坏。向厂外环境有限度地释放放射性物质，需要部分地实施当地应急计划。

6级——严重事故，核电厂向厂外明显地释放放射性物质，需要全面地实施当地应急计划。

7级——极严重事故，核电厂向厂外大量释放放射性物质，产生广泛的健康和环境影响。

此种核电厂事件分级的方法是根据各个核事件的厂外影响、厂内影响和纵深防御削弱三个方面来考虑的。对于安全上无重要意义的事件定为零级，也就是不列入分级范围之内。另外，较低级（1~3级）的称为事件，而较高级（4~7级）的则称为事故。

这种核电厂事件分级的方法是由国际原子能机构和联合国经济合作与发展组织核能机构共同组织国际专家组设计的，并于1990年4月起试用一年后经过修订。中国也采用了这种国际核事件分级表（International Nuclear Event Scale, INES）。

（俞尔俊 任常平）

hedianchang shigu fenxi

**核电厂事故分析** (accident analysis for nuclear power plant) 核电厂事故分析涉及到反应堆物理、热工水力、控制、运行及剂量防护等各个方面，是评价核电厂安全的一个结合点，有其特殊的重要意义。

核电厂事故分析的主要内容是：研究核电厂可能发生的事故的种类及发生频率，确定事故发生后系统的响应及预计事故的进程，评价各种安全设施及安全屏障的有效性，研究各项因素及操纵员干预对于事故进程的影响，估计事故情况下核电厂的放射性释放量及计算工作人员与居民所受的辐射剂量。

**设计基准事件分析** 核电厂状态可分为运行状态和事故状态两大类。运行状态包括正常运行（第一类工况）和预期运行事件（第二类工况）。事故状态包括事故工况和严重事故。事故工况又可分为稀有事故（第三类工况）和极限事故（第四类工况）。对于预期运行事件、稀有事故和极限事故，在核电厂设计中，均按确定的设计准则，采取了针对性措施。这些工况合称为设计基准事件。

在核电厂设计过程中，事故分析用于对各种停堆



保护信号的选择、确定停堆参数整定值和停堆延迟时间以及缓解事故的专设安全设施的各项要求。

对于设计基准事件的分析是核电厂安全分析报告中必备的一章。分析的目的在于表明该核电厂设计足以控制这些事件的后果，使工作人员和公众及环境不致承受不适当的放射性风险。

严重事故分析 近年来，严重事故的分析已受到应有的重视。通过严重事故分析，可以找到核电厂的薄弱环节，有助于提高核电厂的安全性。严重事故分析，还可作为制定应急计划的依据。

事故分析方法 事故分析采用确定论及概率论两种方法，两种方法相辅相成。设计基准事件的分析，以确定论方法为主。严重事故的分析，两种方法并用，侧重于概率论方法。（见核电厂事故分析方法）

作确定论分析时，又可选用保守模型或现实模型。保守模型比较简单，把各种不利因素叠加在一起，得出事故后果的极限值。现实模型则比较复杂，分析结果较为接近真实情况。

确定论分析与概率论分析均以计算机作为分析工具。计算机程序的编制则以实验作为基础。按照分析的内容不同，有不同的分析程序，大致可分为系统、堆芯、燃料元件、反应堆物理、热工水力及放射性后果等6种。

（俞尔俊）

hedianchang shigu fenxi fangfa

**核电厂事故分析方法** (accident analysis methodology for nuclear power plant) 核电厂事故分析采用两种方法：概率论安全评价方法与确定论安全评价方法。用概率论方法找出各种事故发生的频率，用确定论方法计算出事故的后果。核电厂潜在的事故在一定的时间内给人类带来的危害，用“风险”这一术语来表示。风险正比于事故发生的频率，也正比于事故的后果，因此，“风险”（“危害”）可用此两者的乘积来衡量。这样用概率论加确定论互补的方法来分析事故，可得到纵观全局、均衡合理的工作体系，有助于达到较高的安全目标。确定论方法，需采用各种计算机程序进行分析计算。有关核电安全的实验，是为了验证这些程序或为取得某一分析模型（某种计算关系式）而设计的，一般不用实验结果来直接预测核电厂事故的后果。

**概率论评价方法** 可分为资料收集、假设始发事件分析、事件树分析及故障树分析四个方面，以计算各种初因事件下各种事故序列发生的频率。

资料收集 在确定分析目的之后，至少要收集四方面的资料：①核电厂的设计资料；②运行和维修规

程；③人员因素；④失效数据。

假设始发事件分析 假设始发事件定义为经鉴别可能导致预期运行事件或事故工况及其后续故障效应的事件。假设始发事件分析，应先根据核电厂运行经验，找出各种始发事件，然后经过分析、推理，把使核电厂状态进展的物理过程基本相同的始发事件合并归类，以简化分析。

事件树分析 建立事件树即进行功能模化，继始发事件之后，把各项与安全相关的功能按失效与否逐级展开，就能得到一系列后果不同的事件序列。作为一个例子，图1给出了压水堆核电厂失水事故的事件树，用以说明事件树的构造和用途。始发事件是一回路系统的主管道破裂，其发生频率为 $F_1$ ，此事故进程中可能涉及到的系统或设备的电源、应急堆芯冷却系统、放射性裂变产物去除系统和安全壳等。假定每个系统或设备有有效与失效两个状态，对事件树的展开取双树叉状，上、下树叉分别代表有效及失效（失效概率分别为 $P_2$ 、 $P_3$ 、 $P_4$ 及 $P_5$ ）。按比例可产生16种潜在的事故序列，但根据事件树所涉及的各种功能的工程性质及各个功能间的依赖关系，可简化成为图1的形状。有些功能也可再细分，如，对应应急堆芯冷却系统，也可再分为初期的注入阶段及后期的再循环阶段两种功能。考虑到各项失效概率值很小，在计算事故频率时可省去 $(1-P_2)$ 、 $(1-P_3)$ 等因子。

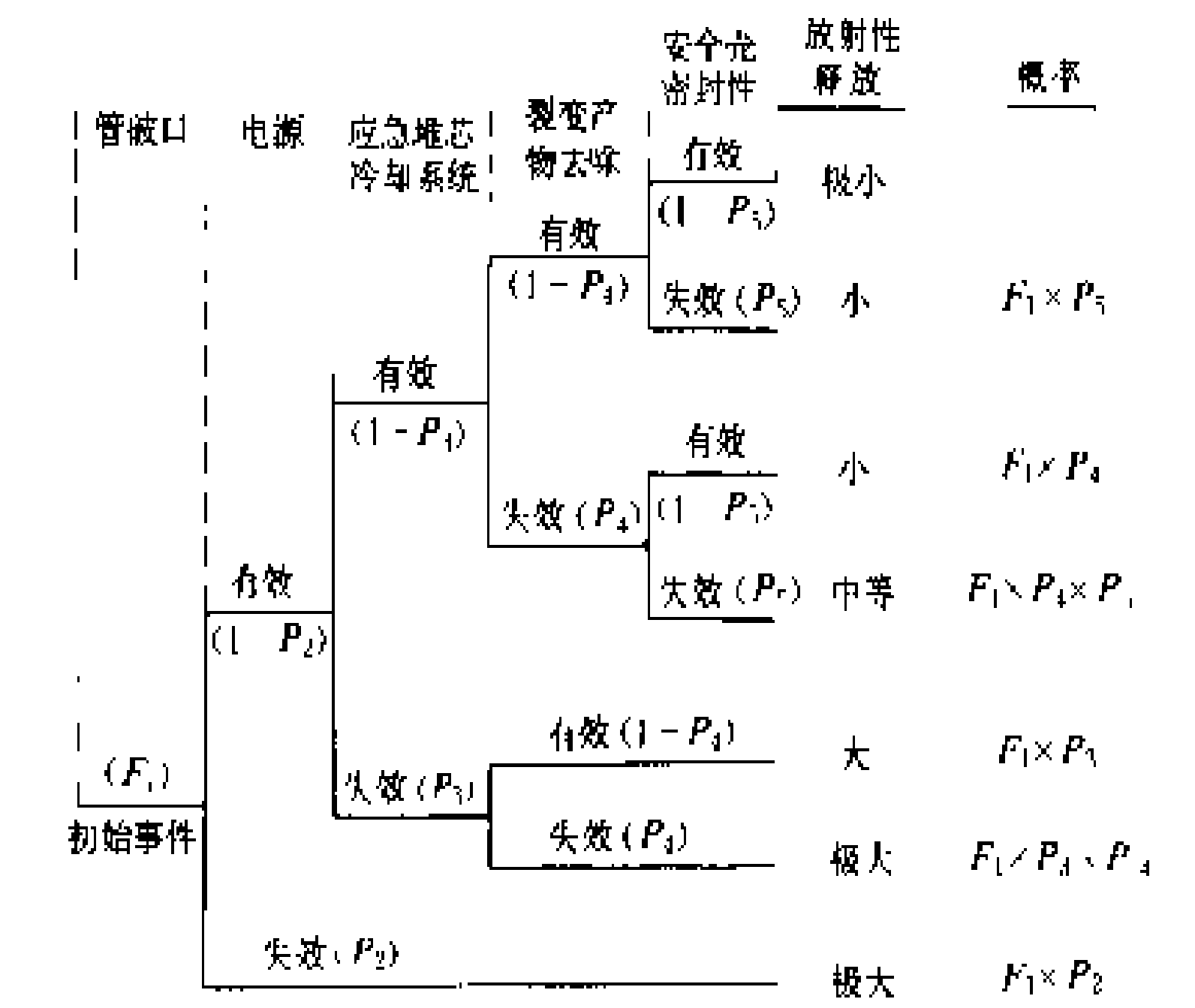


图1 压水堆核电厂失水事故的事件树

故障树分析 在此方法中，把系统的失效作为分析的目标，由此反推，寻找直接导致这一失效的全部因素，直至毋需再深究其发生的因素为止。把系统失效称之为“顶事件”，毋需再深究的事件称之为“底事件”，介于这两者之间的一切事件称为“中间事件”。在分析中，这些事件由相应的符号表示，并用适当的逻辑门把它们连结成倒置的树形图，从而得到描述系统失效的

一系列部件失效模式的逻辑图,即故障树。作为一个例子,图2给出了压水堆安全壳内,将冷却喷淋流量不足作为顶事件的故障树的头几级。该堆设置了两个冗余系统A及B,其中每一系统都可以单独提供全部喷淋用水。因此,发生上述顶事件的前提为两个系统必需同时失效,这一情况用逻辑符号“与门”(带圆顶的框)表示,用它将第二级事件与顶事件相连接。在第三级中找到四种事件,每种都足以导致上述第二级事件,因此用“或门”(带尖顶的框)与第二级事件相连接。用圆圈或菱形框表示的事件不需要进一步追溯原因,圆圈内的事件属于可以取得失效概率的事件,而菱形框内的事件则属于一般性故障,由于其不太重要或缺乏资料停止追溯原因。在长方框内的事件则属于必需向下追溯的事件。此图没有画出第三级以后的故障树。以故障树为工具可以进行定性及定量两方面的分析。在定性分析方面,往往可以找出某一关键性的子系统或部件,或找出控制全局的某一条事件链。在这类情况下,就可以考虑是否有必要添加冗余部件。在定量分析方面,可以通过运算得出系统的失效概率。这种方法的特点是:除了能分析组成系统的各个部件对系统失效概率的影响外,还可以考虑维修、环境和人为因素的影响,从而不仅可以分析单一部件失效的影响,还可以分析两个以上部件共因失效的影响。

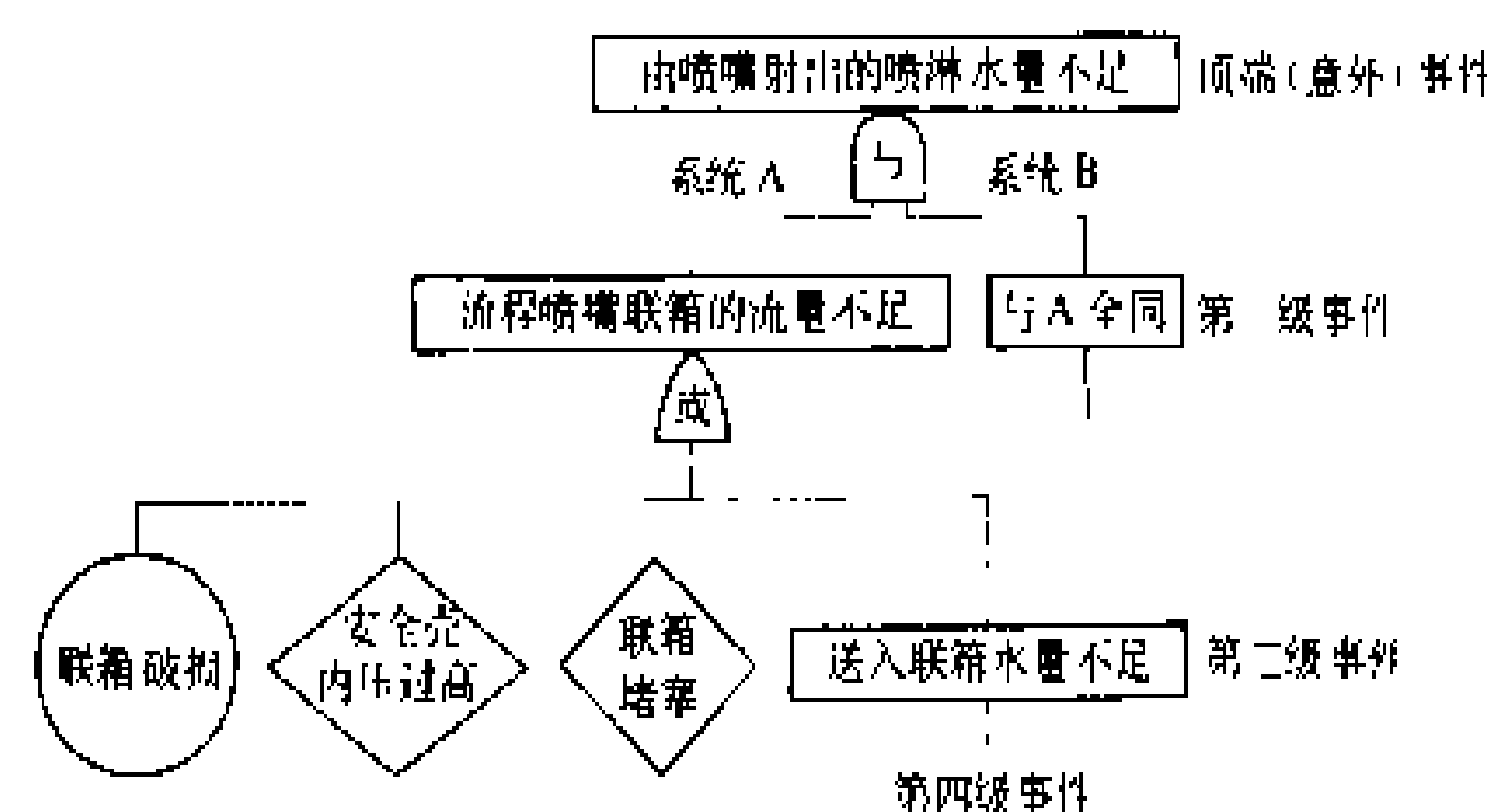


图2 压水堆核电站安全壳喷淋流量不足事件的故障树

一般说来,系统所包含的部件总是很多的,故障树的规模很大,仅靠人工运算求系统可靠性指标往往难以胜任,许多国家都编制了计算机程序来进行这一工作。这些程序按其功能可分为定性分析、定量分析和共因失效分析三类。

60年代初期,美国首先在电信、航空方面采用了概率论分析方法。至60年代中期,这种方法已进入化工、核能领域。到70年代中期,美国在评价商用轻水堆核电站安全性时,大规模地应用了概率论方法,并取得了重要的成果。三里岛核电站事故后,为提高核电站的安全性,更广泛地应用了概率安全分析。随着中国核电工程的建设,概率论分析方法在核电安全领域中也

已得到较好的开展。

**确定论评价方法** 从系统失效的角度,假定事件已确定地发生,按照问题的要求,选用保守或现实模型(一系列规划和假设),分析计算整个核电厂系统的响应,直接得出该事件引起的放射性后果,以此来研究核电厂有关屏障和安全系统的有效值。

**保守模型** 又称评价模型。在分析中采用的初始条件及各项参数,均须从不利方面加上不确定性。要选用保守的各种关系式及标准。此外还必须考虑四项基本假设:①考虑失去厂外电源的不利影响;②作用最大的一束控制棒卡在全抽出的位置;③不计及安全级以外的系统所起的缓解事故的作用;④在安全级部件中假设一项单一故障。保守模型一般用于核电厂安全审批过程,在该模型中考虑了最不利的情况,得出的是事故后果的上限值,给核电厂留有相当大的安全裕度。其缺点是分析所得的事故过程,有时与真实情况相差很远,使工作人员不能了解过程的实际变化。

**现实模型** 又称最佳估算模型。在分析中采用核电厂的运行参数或参数的平均值,尽量选用接近真实情况的关系式及标准,不考虑上述的四项假设。因而所得结果能接近真实情况。现实模型经常用于核电厂操作规程的制定和严重事故分析。作为一种尝试,目前正在研究使用现实模型分析,在其结果上加上适当裕度,作为代替保守模型或平行于保守模型的一种方法。

**事故分析的计算机程序** 根据一定的物理模型,建立各种计算机程序,以分析计算各种可能发生的事事故瞬变,是事故分析的基本方法。分析程序可用于堆型研究、核电厂设计、审批过程、运行、规程及应急计划制订等各个方面。按照使用领域的不同,计算机程序的规模及模型的详略有所不同。如在作方案研究时,可采用较小型而快速的程序;在进行一些审核分析时,则宜采用一些详尽复杂的程序。能取得一些较好的计算机程序以及提高对程序应用的技巧,就可以提高事故分析的水平,得到很大的效益。在用确定论方法进行事故分析中,按照分析内容的不同,大致需应用系统、堆芯、燃料元件、反应堆物理、热工水力响应及放射性后果等6种计算机分析程序。

**核电厂系统分析程序** 可以模拟核电厂的一、二回路系统以及稳压器、蒸汽发生器、泵、阀门、燃料元件等设备。具有能计及各种反应性反馈的点堆或一维中子动力学模型。一般在流体力学上是一维的;有些程序中堆芯是三维的。程序的规模大,一般有数万行至20余万行。用于在总体上分析核电厂在失水事故及各种瞬变过程中系统的响应的程序,是事故分析中应用的最主要的程序。

**堆芯分析程序** 又称子通道分析程序,它以系统

程序计算的结果作为边界条件,考虑到堆芯内各处燃料元件产生热量的不同,及流道之间的质量、动量和能量的交换,计算出具有开式栅格的堆芯的流场和焓场,得出各处燃料元件,特别是热点的燃料芯块及包壳的温度和包壳表面的偏离泡核沸腾比(DNBR)。

**燃料元件分析程序** 用于分析在事故工况下面临破坏的燃料元件形状,在程序中包括热辐射在内的各种阶段的传热模型,可以模拟包壳与芯块间间隙的变化、元件的肿胀、破裂以及流道的阻塞工况。这种程序也以系统分析结果为输入数据。

**反应堆物理分析程序** 用于作弹棒事故及反应性事故的分析计算。精确的分析需要用三维中子动力学程序与三维热工水力程序耦合进行计算。这种计算耗费计算机机时较多。在进行大量计算时,一般采用经三维程序校核的一维程序。

**热工水力响应分析程序** 分析核电厂一、二回路破裂,大量流体和能量喷放至安全壳内时,安全壳内的压力和温度的变化。这种程序应当能处理安全壳底层的液相及含有空气与蒸汽混合物的气相,具有能模拟安全壳结构材料的热结构模型,并应具有模拟蒸汽在结构材料表面的凝结以及喷淋和排放等功能。这种程序以系统程序计算所得的破口喷放流量及焓值为输入数据。

**放射性后果分析程序** 这类程序描述放射性物质在系统内的转移、沉积、衰变、向环境的释放及在大气中的弥散并计算人员遭受的辐射剂量。一般由几种程序构成一个程序包,供分析各种事故下的放射性后果之用。这类程序的特点是不确定性很大,粗略模型与精细模型在计算方法上差别也很大,需按不同的要求选用。

60年代,在商用核电厂发展的初期,事故分析程序比较简单。到70年代,程序分析已有很大发展,但较多地集中在大破口失水事故的分析上,1979年三岛核电厂事故后,加强了小破口事故及运行瞬变分析程序的研制,使分析水平又有了进一步的提高,程序分析则应用得更为普遍。除了一方面研制并改进一些复杂详尽的程序外,另一方面又在向小型化及微机化方面发展,以使得事故分析工作更为普遍化。

在70年代,为了秦山核电厂早期设计的需要,中国的科技工作者曾自编了一批分析程序,适合于当时的需要。自80年代初起,中国开始程序的引进移植工作,逐步引入了一批先进的程序,使中国在核安全分析方面的水平提高了一大步。至今中国所拥有的分析程序已相当齐全。

**事故分析的实验研究** 为了研制有效的事故分析计算机程序,如果单依赖于理论研究是远远不够的,必

须进行大量的实验研究,以提供程序中必需的数据、模型和关系式,并通过实验来验证校核程序,使之不断完善。一些高质量的实验,还可以产生一些标准题,可用于考验程序,发现程序缺陷,确定其适用的范围。

核电厂事故分析程序发展到目前的水平,是与实验研究的支持密切相关的。各个核工业国家,都花费了很大的人力物力来进行实验研究。目前,即使是国际上一些著名的大型程序,虽然能基本上描述事故的过程现象,但还都存在有许多缺点,一些重要的模型与关系式,还处在显著的变动中,没有找到满意的选择,影响到分析程序的完善性。因此有关事故分析的实验研究仍必须继续向更深更广的方向发展。

中国反应堆热工水力实验研究虽已开展20多年,但只是近几年来才开始进行瞬态研究工作,在一些单项分离效应试验中已作出了一些成果,正在准备进行整体系统试验。为较快地提高中国的核电安全实验水平,需要大力提高科研人员的理论水平及抓好测试技术的研究和发展,特别是运用于高温、高压、高精度、快速响应方面的测试手段。

实验研究按其目的及规模,可大致分为三类:基础研究实验、分离效应实验及整体系统实验。

**基础研究实验** 这类实验一般规模较小,侧重于机理性研究。在实验中有时采用低沸点工质研究沸腾问题,用空气-水混合物研究蒸汽-水两相问题。主要用于研究各种热工水力现象、影响因素和规律,如单相及两相临界流实验、各阶段堆芯传热实验及再润湿实验等。它们是建立安全分析程序中各部分基本物理模型的基础。

**分离效应实验** 这些实验一般采用大比例实验装置,但回路系统比较简单。一些部件试验基本上也可归入这一类。由于核电厂系统内发生的物理现象十分复杂,着重地进行某项专门研究显得十分必需,而且项目繁多,如临界后传热、再淹没传热、两相临界流动、瞬态临界热流密度、两相反向流动、冷凝与回流冷凝、水封现象及两相泵特性等等。由这些实验可得出直接应用于分析程序的各种关系式。

**整体系统实验** 一般采用缩小比例的实验装置,尽可能真实地模拟反应堆系统,实验系统相当复杂。一些由各设备之间相互作用而形成的现象,包括单相和两相工况下的自然循环特性、两相顺向和逆向流动中流体密度的分布,以及由于应急堆芯冷却剂的注入而引起的冷凝过程,只有在整体实验装置中才能有效地再现商用堆中的特征,从而可以发现和认识没有预计到的物理现象。整体系统实验是提高分析程序水平必需依赖的手段。

(俞尔俊)

## 核电厂退役 (nuclear power plant decommissioning)

核电厂在商业运行结束后,经过去污与拆除,达到厂址不受限制利用的过程。核电厂的大部分部件是没有放射性的,可以用常规方法拆除。核电厂的放射性物质绝大部分都包含在乏燃料中。乏燃料在退役前或退役中运出厂外处置。核岛中带有放射性的设备与部件,可采用多种技术与方法进行去污与拆除。拆下的带有放射性的物质被送到国家或地区废物库处置。对带放射性的设备与部件,在拆除之前,一般要经过一段相当长的保存时间,以等待放射性衰变。

退役是一项复杂的过程。在进行退役之前,必须具备三个基本条件:①应具备所有必要的技术手段,包括一支经过良好训练的技术队伍;②必须备有一个取得许可证的废物处置库,以容纳退役时产生的所有废物;③必须为退役项目的实施建立相应的法规。

核电厂退役工作涉及到退役阶段、步骤、放射性废物处置、技术开发及资金(费用)筹措等。

**退役阶段** 根据国际原子能机构的规定,退役分为三个阶段。

**第一阶段** 又称监护封存期。这一阶段主要是等待放射性衰变。核电厂停止运行后,乏燃料元件从堆芯取出置于厂内存放一段时间,然后运出厂外进行处置。在这一阶段,第一道污染屏障保持不动,但安全壳的穿墙孔被永久性封死。安全壳建筑物保持封闭。为保证核电厂处于良好状态,要按规定进行监测。

**第二阶段** 又称局部拆除期或厂址限制性使用。在这一阶段,拆除污染屏障内易于解体的部件。在去污以后,如辐射安全允许,可以拆除安全壳建筑物,或允许进入核建筑物。厂内非放射性建筑物可以拆除或用于其他目的。对厂址仍要按规定进行监测。

**第三阶段** 又称最终处置期或厂址可无限制利用。在这一阶段,拆除所有有放射性的材料、设备与部件。厂址可无限制使用或恢复成绿化地带。厂址不再需要监测。

这三个阶段不一定按顺序或在一规定时期内完成。第一、二阶段又统称安全存放期。

安全存放期涉及核厂房内放射性物质的长期封存管理,主要为了使放射性衰变到可以接受的水平。经过安全存放期后,拆除设备工作可变得更安全,总的费用也可以节省,而工作人员受到的照射也可保持在最低水平。所以,一般不采用直接进入第三阶段,即停止运行后立即拆除。因为这样虽然缩短了退役时间,但费用却较高。

安全存放期的长短是根据各国所制定的退役技术

政策来确定的:如退役时允许工作人员所受的照射、废物处置及运输政策和厂址重新使用要求等等。

**退役步骤** 退役主要包括二个不同而又相互联系的过程,即去污与拆除。

**去污** 是去除表面松散或较坚固的放射性沉积物的清洗过程。已研究出利用化学、物理、电化学和超声工艺清洗受沾污材料的各种方法。所选择的方法将随污染性质和程度、表面类型和被去污材料的形状不同而改变。

**拆除** 是拆除所有带放射性的设备和材料。在进行拆除时,可以事先去污,也可以不去污,视污染情况而定。

在大多数情况下,拆除采用切割、解体 and 爆破等方法。有些部件不能清洗,只能切割成碎块运往处置场。堆内构件是在水下拆除的,反应堆容器可借助遥控机械手操纵等离子割炬或电弧锯拆下来。如反应堆容器体积不太大或距永久储存库较近,也可采用整体运输。对混凝土生物屏蔽常利用受控爆破,再加上遥控辅助设备,使其逐层剥除,直至拆毁整个结构。

**放射性废物处置** 退役产生的大部分放射性废物属于低放废物。低放废物不放热,能在无屏蔽的条件下包装。少量中放废物主要来自堆内构件。对退役中的废物,完全可以采用同处理核电厂正常运行时产生的废物一样的方法来进行处理。产生的放射性废物将不会超过在其运行寿期内产生的放射性废物。

装卸和运输废物受国家和国际法规的管制。

为了减少废物量,可以回收被轻微污染的材料,如钢、混凝土及铝,并可以重新利用受轻度污染的工具、设备和建筑物。为此,需要制定把退役核设施中拆除的材料与部件投入无限制使用的准则。

**技术开发** 为了能顺利地进行退役,根据国家的退役技术政策及工业水平,从提高退役的安全性与经济性出发,仍需要有针对性地开发一些高新技术,包括:

- (1) 制定完整的退役工程方案及相关的质量保证体系;
- (2) 开发解体前的去污技术,主要开发去污效果好,产生二次废物量少的去污技术;
- (3) 开发沾污设备与钢筋混凝土的解体技术与工具;
- (4) 回收与重新利用的准则与实施方案。

**资金(费用)筹措** 完成核电厂退役的重要前提。

**费用** 对退役费用有直接影响的因素包括堆型、阶段选择和废物处置方案等。其他因素包括通货膨胀率、贴现率和币值波动。因此退役费用不仅国与国不同,厂与厂也可能不同。



国际上现在使用三个宽范围的类别来估计退役费用：①与退役活动有关的项目，如为实际拆卸、去污、包装、运输和处置工作而花费的费用；②与完成退役期限有关的项目，如与退役项目的工程管理、保健、安全和保卫、许可证申请以及质量保证有关的费用；③特殊项目，如一次性费用，特种设备采购，税金和执照费等。

也可采用比例法，粗略地估计退役费占建造费的百分比，如10%~20%。

**资金筹措** 资金筹措办法因国而异。有多种方案，其中最常用的是：①预付。在核电厂开始运行之前，即把支付退役费用的钱存入独立帐户。②外部偿付基金。这笔基金是经过多年从消费者支付的电费中提取一定的百分数而逐步积累起来的。这些收入被投资或存到一项不受电厂控制的信托基金中。③内部储备金。与外部偿付基金类似。这笔钱是从电费中提取留作退役用的。但电厂可以动用这一基金，从中借款进行投资或用于其他目的。④保证金、信用证或保险。由电厂购买，即使电厂不能偿还债务，退役费用的支付也能由此得到保证。

(符德璠 张禄庆)

hedianchang xinxi chuli jisuanji

**核电厂信息处理计算机** (data processing computer of NPP) 自动采集和处理核电厂运行过程中各种工艺参数，并对其进行分析处理，同时，通过阴极射线管(CRT)屏幕将反映核电厂运行特征和状态的数据分析处理结果(关键信息)显示给操纵人员。信息处理计算机不直接参与工艺过程的控制，其主要任务是为操纵员提供良好的人机接口和操作环境，以提高操纵员运行操作和事故处理的工作质量。

**系统组成** 典型的信息处理计算机系统包括专门的数据采集计算机和数据处理计算机。以压水堆核电厂为例，通常配备两台电厂工艺参数和状态参数的数据采集计算机，另有一台计算机专门用来采集堆芯中子通量密度实测数据，被采集到的数据经预处理后，通过数据母线传送到数据处理计算机。数据处理计算机通常采用双机，一台进行实时处理，一台进行分析计算，当实时处理的计算机出现故障时，另一台自动投入，承担实时处理的任务。被处理过的数据信息通过若干台彩色CRT显示或打印机输出，各台CRT可以根据需要分别调用所需的信息，CRT的屏幕显示可以通过硬拷贝输出，如图1所示。

**系统功能** 核电厂信息处理计算机具有多种功能。

(1) 数据采集：分别以1s间隔和5s间隔、周期性地采集工艺参数的实测值，并以10ms的分辨率依次

采集“二进制”(开关量)信号。采集到的数据存入信息处理机内存，并根据采样周期不断更新，其中需要保存一段时间的数据存入硬磁盘。

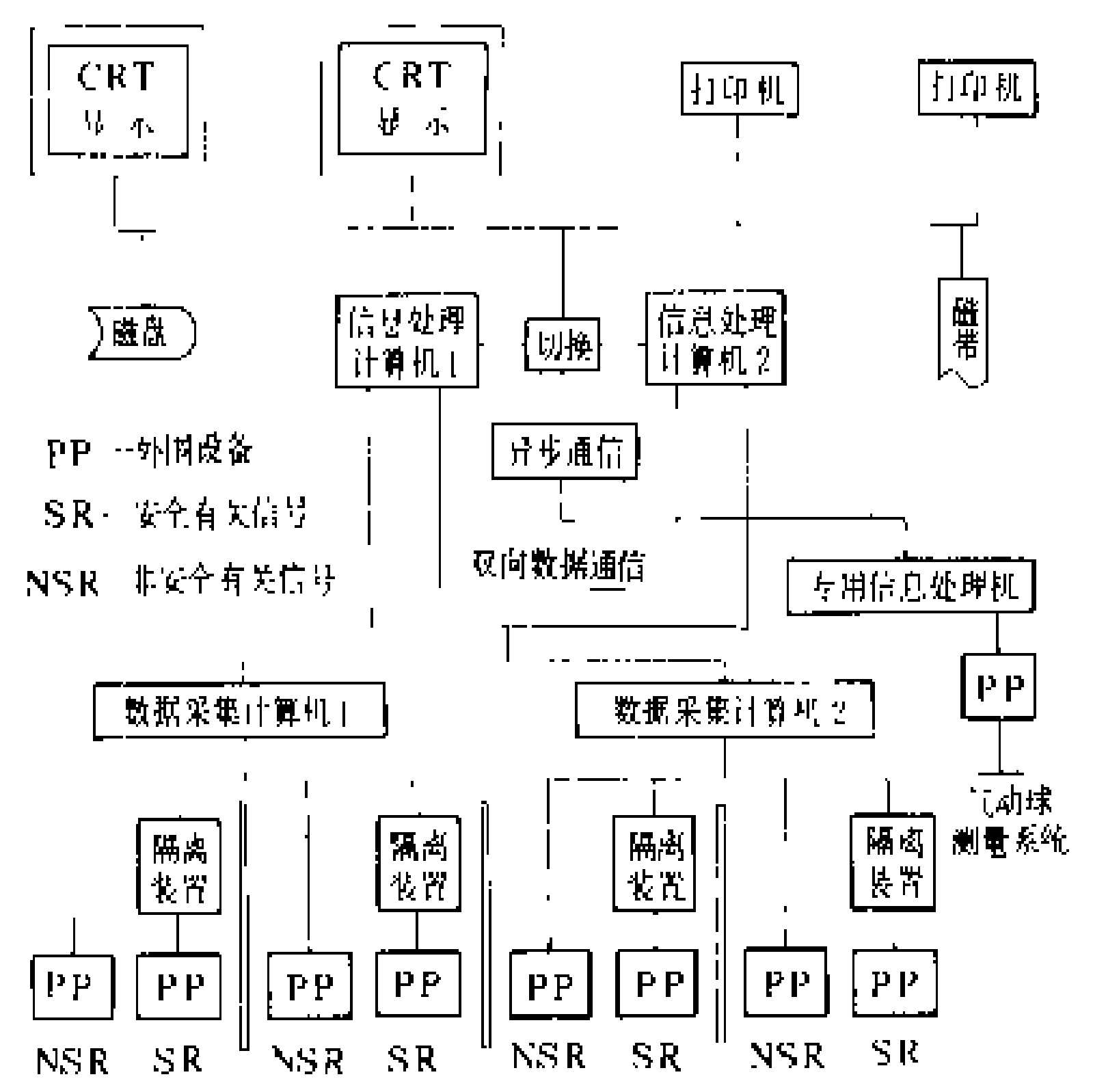


图1 信息处理计算机系统结构

(2) 报警显示：一旦参数值超过控制限值或参数间产生异常关系时，将自动在CRT上发出信息，以引起操纵员注意。报警显示的方式有下列几种：①利用八角图或多角图对经常监视的主参数进行显示。当某个参数值超出上限或下限时，八角图扭曲，并用示警颜色显示越限参数，借以辅助操纵员判断事故的性质和程度；②利用报警信号表显示报警的项目、参数及整定值；从人因工程考虑，任一时刻最多只能显示7个报警信号，每个报警信号最多2行；为便于操纵员判断事故的起因，系统将捕捉并显示第一批发出报警的信号；报警信号的次序是按报警信息的优先级和到达信息处理计算机的先后次序排列的。

(3) 计算分析：用以分析仪表不能直接测量到的运行参数，如堆芯内的中子通量密度分布、温度分布、偏离泡核沸腾的余量、反应性余量、停堆反应性，以及燃料组件的燃耗等。通常，这些计算分析工作由备用数据处理计算机执行。

(4) 模拟图显示：通过CRT显示核电厂某个系统的流程图，并标明当时阀门、开关、泵、风机等设备的运行状态。例如，用红色表明阀门断开，用绿色表明接通；还可以利用闪光表示开关位置与实际状态不符；模拟图上还标明当时系统的主要运行参数；模拟图可相当直观地给操纵员提供当时核电厂的运行状态，有助于操纵员对问题作出正确的判断和操作。

(5) 趋势显示：用曲线显示一组参数的变化趋势，并跟踪其变化，以协助操纵员了解某个操作过程或事

故过程的演变和发展,及预测可能的后果。被显示的运行参数可以由操纵员自由选定。

(6) 参数显示: 用条形图、仪表指针图等方式集中显示一组参数的运行值、整定值,并用不同颜色表明超限的区段。所需显示的参数可由操纵员选择。

(7) 报表编制: 以报表的形式向操纵员提供各种信息汇总表; 通过打印机输出或硬拷贝输出向核电厂管理部门提供各种形式的报表。属于这类报表的有: ①运行日志表, 对核电厂功率输出和其他主要参数进行的定时记录汇总; ②运行状态表, 此表一般由操纵员根据需要启动相应的系统, 综合给出当时电厂运行的状态信息; ③报警状态表, 综合发出报警信号的参数和系统; ④报警统计表, 汇总发生报警信号的系统及参数; ⑤事故记录, 综合记录发生反应堆紧急停堆事件的过程, 包括紧急停堆前的核电厂状态参数, 紧急停堆后的一系列结果, 如有关专设安全设施的驱动和操纵员的干预等项内容; ⑥燃耗积算表, 内容为根据反应堆功率输出和堆芯功率分布计算的每个燃料组件的燃耗深度, 此表为换料方案的计算提供实测数据; ⑦设备运行记录, 对核电厂的关键设备, 如反应堆压力容器、汽轮发电机组等设备的运行状态, 异常情况进行记录, 形成设备档案。

**计算机配置** 为了提高数据处理的速度, 计算机系统可考虑采用双中央处理单元 (CPU) 计算机, 其中一个 CPU 称内部处理单元, 专门从事计算分析, 以便腾出更多的时间让主 CPU 进行实时处理。为了减少主 CPU 消耗在输入/输出 (I/O) 操作上的时间, 设置 I/O 处理器, 以及与高速数据母线接口的适配器等。计算机应该配备功能比较强的系统软件, 其中包括 I/O 接口处理软件、图形处理软件、数据库管理软件等; 并根据实际使用环境和功能要求开发各种用户软件。为了检查计算机及其附属设备是否正常工作, 应该开发专门的诊断程序, 定期自动或人工选定进行诊断。

**发展趋势** 随着微电子技术、数据通信技术的发展, 微机分布式系统自 80 年代以来得到了迅速发展, 由于分布式系统具有可靠性高、节省电缆等优点, 更适合于具有庞大信息量的核电厂计算机系统。图 2 示出分布式计算机系统的结构。

三里岛核电厂事故以后, 为应付类似情况, 所有的核电厂都在原有计算机系统基础上加了一套安全参数显示系统 (SPDS)。该系统用于监督核电厂安全状况, 由安全工程师管理, 为操纵员处理事故提供支援。正在开发的核电厂信息处理计算机系统将把上述功能溶合为一体, 并设法利用 CRT 显示来减少常规仪表指示和光字牌指示, 以改善操纵员的运行操作环境, 同时利用核电厂信息处理计算机开发操作指导系统和事故分析

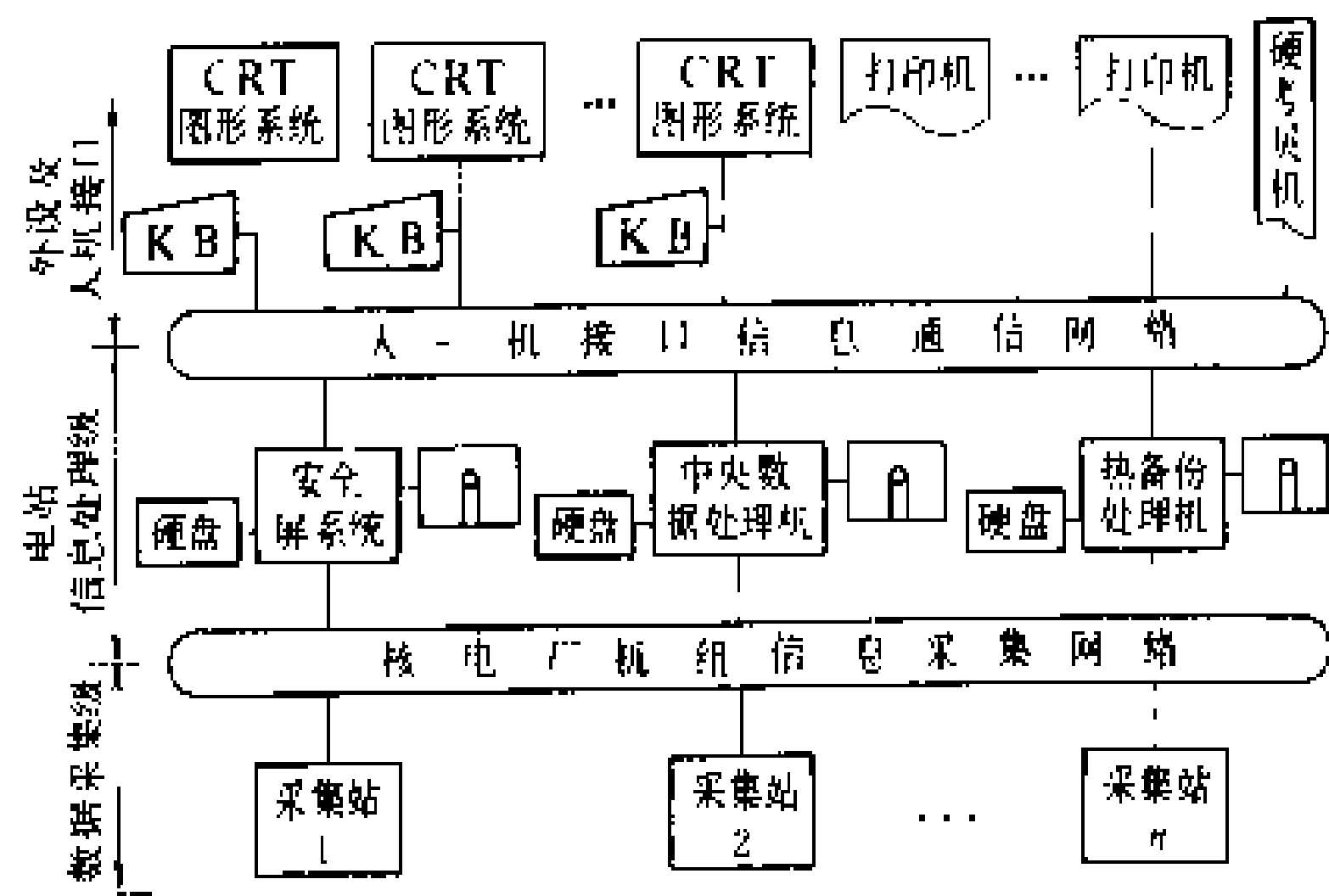


图 2 分布式计算机系统的结构

系统。

**参考书目**

CEA—CONF. Control of Nuclear Reactor by Mini-computer, 1973  
Updating Process Computers at EDF's 900MWe units. Nuclear Engineering International, 1991. 9  
An improved digital I&C system for Japan's new PWRs. Nuclear Engineering International, 1991. 9

(叶奇蓁 骆志伟)

hedianchang yihuilu jiance xitong

**核电厂一回路监测系统 (monitoring system of primary circuit of NPP)**

用以在正常运行和事故工况下, 监测一回路系统及其设备的工作状况, 并通过指示仪表、记录仪表、计算机数据处理、CRT 显示, 以及光字牌显示等及时向主控制室提供充足信息的装置和器件的集合。其主要作用有: ①监督反应堆正常运行的状态, 并通过记录、计算机分析和安全参数显示系统协助操纵员进行运行操作和事故处理; ②向反应堆功率调节系统、稳压器水位调节系统、稳压器压力调节系统, 以及蒸汽发生器水位调节系统提供控制信号; ③参数超限报警, 在危及反应堆及一回路设备安全时, 启动反应堆保护系统, 停闭反应堆。

一回路系统(见一次冷却剂系统)所采用的监测仪器仪表随反应堆堆型和冷却剂工质不同而有所不同。一回路监测主要包括: ①反应堆冷却剂进、出口温度测量; ②一回路压力测量; ③一回路流量测量; ④稳压器、蒸汽发生器、压力容器水位测量; ⑤一回路硼浓度测量; ⑥蒸汽品质检测; ⑦水质检测等。此外, 对于气冷堆来说, 还应设有气体特性检测系统; 而对钠冷快中子堆来说, 则尚需设置与检测钠纯度有关的检测系统。核电厂所采用的检测仪表, 如温度计、流量计、压力计, 以及水位计等与常规火电厂所采用的仪表相比, 就其工作原理来讲基本相同。但一回路主要参数的监测系统与核电厂的安全有关, 因此应遵循 1E 级安全规范

(见反应堆仪表监测系统)。

**反应堆冷却剂进、出口温度测量** 对于压水堆来讲,测量反应堆冷却剂的进口温度用以监察反应堆的冷却条件和蒸汽发生器的工作是否正常;而测量其出口温度则是监察反应堆的工作是否正常及沸腾裕量。此外,冷却剂进、出口平均温度的信号,还作为压水堆功率调节系统的控制参量,以及反应堆保护系统超功率保护动作信号之一。堆冷却剂进、出口温差在冷却剂流量不变的情况下,可以准确地代表反应堆的热功率,它可以和流量信号一起输入计算机,进行热功率计算或积算,并用它来校核通过电离室计量的功率量程的核功率测量仪表。该信号还可作为另一超功率保护动作信号,送入反应堆保护系统。

堆进、出口温度测量仪表采用稳定性较好,精度较高的铂电阻温度计,其误差为:±0.5% (标准温度计),±0.25% (专用温度计)。设计有专门的温度计套管,以保护温度敏感元件免受温度、压力、流速和振动的作用。

**一回路压力测量** 为监察一回路压力,必须进行一回路压力测量。目的在于:防止压力过高使设备受损;或防止压力过低引起冷却剂沸腾。此外,反应堆冷却剂泵吸入口的压力过低,可能引起汽蚀,这是必须避免的。

一回路热端压力还作为稳压器压力调节系统的控制信号。当压力超过上限整定值时,稳压器喷淋系统启动,使稳压器上部蒸汽凝结而降低一回路压力;当压力低于下限整定值时,启动稳压器电加热器,以增加稳压器上部的蒸汽量使一回路压力升高。

压力检测仪表由弹性金属件构成的压力敏感元件和变送机构组成。弹性金属件构成的压力敏感元件有挠性的和刚性的膜片、多重的或叠成的膜片、波纹管、以及各种布登(Bourdon)管(单圈的、螺旋形的或多圈螺旋形的)。变送机构有线性差动变压器式、电容式、振弦式、电阻式等。精度可达0.5~0.25级。

**一回路流量测量** 对压力管式反应堆,用来检测一回路总管、分組管,以及工艺管的入口流量,以监察反应堆的冷却条件;并利用流量下降或上升超限的信号来监测系统出现堵塞或破裂的事故,事故严重时,启动反应堆保护系统,停闭反应堆。

流量检测仪表有差压流量计、浮子流量计、涡轮流量计、电磁流量计等。

(1) 差压流量计:由一次元件和二次元件组成。一次元件与流动的冷却剂接触,以产生压降,通常有三种形式:孔板、喷嘴、或文丘里管。二次元件本身可以由两部分组成:变送器和接收器,用以在离测量点一定距离处显示信息。在核电厂中测量压差的二次元件应避免

免选择用水银的装置。主要的变送器有,电动力平衡式变送器和气动力平衡式变送器。一次元件与变送器之间用脉冲管连接。接收器设置在集中的控制室,变送器通过电信号或压缩空气驱动接收器。

(2) 浮子流量计:由一个在锥形管内的浮子组成。锥形管细端在底部,通过管内流体施加的力使浮子向上移动。当用于高压或作变送器时,可采用金属管子,由磁性传感器测出浮子位置。

(3) 涡轮流量计:由直接安装在管线上的带螺旋形叶片的转子构成。转子旋转产生一系列电脉冲,由安装在管外的电传感器来检测。

(4) 电磁流量计:在一段电绝缘的管道上,施加垂直于管道轴线的磁场,导电流体通过时,产生的电势正比于流体的平均速度。电磁流量计使用在液态钠作冷却剂的快堆中。

对压水堆主管道流量,采用上述流量计测量都比较困难,只能间接测量(如弯头流阻或主泵转速)。目前国外都在研究利用 $^{16}\text{N}$ 测量主管道中的流量。其基本原理是:冷却剂中的 $^{16}\text{O}$ 在堆芯快中子的作用下,产生放射性 $^{16}\text{N}$ 。 $^{16}\text{N}$ 的半衰期只有7.35s。在反应堆出口主管道上,相隔一固定距离设置两个 $\gamma$ 探测器,测出这两点间的 $^{16}\text{N}$ 衰变量,就可测算出冷却剂流经此两点的时间,从而测出冷却剂的速度,并推算出流量。

**液位测量** 主要有稳压器、蒸汽发生器、反应堆压力容器水位测量(见反应堆压力容器水位测量)。稳压器的液位信号还用来作为稳压器水位调节系统的控制信号,通过调节上充泵流量控制稳压器水位,当稳压器水位超出上限或下限整定值时,发出报警信号。蒸汽发生器的液位信号亦用来作为蒸汽发生器水位调节系统的控制信号,通过调节给水流量控制水位,并给出上下超限的故障报警。

液位探测设备通常采用差压式传感器,为了保持测量精度,需对由于温度及压力变化所引起的误差进行补偿。

在钠冷反应堆中可以用电阻或电感探头,或声学器件来完成液位测量。

**一回路硼浓度测量** 通过调节一回路中的硼含量,用以补偿燃耗、中毒等引起的缓慢的反应性变化。进行硼浓度测量,为的是监察硼反应性控制的状况和堆内的剩余反应性。在联邦德国KWU设计的反应堆上,硼浓度还作为反应堆功率调节系统的输入信号之一。

目前主要采用硼浓度计(中子吸收法)来测量硼含量。其基本原理为:使Am-Be中子源经水慢化给出的热中子,穿过一回路冷却剂,冷却剂中的 $^{10}\text{B}$ 吸收热中子。硼含量越高,被吸收的热中子越多。然后用三氟

化硼计数管探测穿越过一回路冷却剂的热中子数，根据热中子数的减少量，推算出硼含量。

**蒸汽品质检测** 指核蒸汽干度的检测，为的是保证采用饱和蒸汽的核汽轮机的工作条件。蒸汽品质的检测采用节流式热量计、分离式热量计，或两者的组合。节流式热量计的工作原理为：将被测蒸汽经过绝热膨胀，变成过热蒸汽。根据过热度测算出蒸汽干度。分离式热量计的工作原理是：把水从蒸汽中分离出来，分别加以度量，来测算出蒸汽干度。在沸水堆中，可用放射性示踪剂来测定沸水堆的蒸汽干度。

**水质检测** 一回路冷却剂的水质将影响一回路设备材料和焊缝的腐蚀，以及一回路系统中的冷却剂放射性水平；二回路的水质将严重影响蒸汽发生器传热管的腐蚀损伤，因此必须对核电厂水质进行检测。水质检测的内容有：水中杂质含量的测定，特别是氧离子和氯离子含量、pH 值、电导率、残渣含量等参数的测定。

**燃料元件破损探测** 通过取样对一回路冷却剂中放射性裂变产物的检测，例如用 BF<sub>3</sub> 计数管来探测 <sup>87</sup>Br 和 <sup>137</sup>I 释放出来的缓发中子，可用来检测燃料元件的破损。又对沸水堆核电厂利用 NaI 闪烁计数管从凝汽器抽汽系统和汽轮机轴封蒸汽中探测 Xe 和 Kr 等裂变气体，可检测沸水堆燃料元件的破损。

**蒸汽发生器传热管破损探测** 利用蒸汽发生器二次侧排污水 γ 放射性的探测，或者利用蒸汽发生器蒸汽出口管上 <sup>16</sup>N 的探测，可以监测蒸汽发生器传热管的破损。因为只有在传热管破损的情况下，才能使一回路带放射性的水流入二次侧，才能使一回路中溶解氧在辐照下生成的 <sup>16</sup>N 放射性气体进入二次侧。

#### 参考书目

Harrer JM, Beckerley JG. Nuclear Power Reactor Instrumentation Systems Handbook. La Grange: The Office of Information Services U.S. Atomic Energy Commission, 1973

(叶奇蓁 谢光涌)

hedianchang yuanxiang

**核电厂源项** (source term from nuclear power plant) 核电厂在正常运行期间或发生事故时，释入环境的放射性物质的形态、数量、组分以及释放随时间变化的其他释放特征。通常可分为常规源项和事故源项两类。常规源项是核电厂进行常规环境评价、环境监测与管理的依据。事故源项则是核电厂事故管理和应急计划的基础。确定源项的方法主要有下述三种：①根据电厂状况通过计算获得；②根据流出物的监测结果估算；③根据环境监测数据反推。

**常规源项** 包括极限设计工况排放量和实际排放

量。极限设计工况表示允许该核电厂继续运行的极限工况。一旦发生超过此极限工况条件时，电厂将停止运行或降低功率运行。极限工况下的排放量仅作为安全设计的依据，以确保在该工况下核电厂仍能正常运行。以我国第一个自己设计、建造的秦山核电厂（一期，电功率为 300MW）为例，极限设计工况下，液态放射性年排放总量为  $2.63 \times 10^{11}$  Bq。气载放射性年排放总量为  $7.13 \times 10^{14}$  Bq。事实上，核电厂不可能全年都在极限设计工况下运行。其实际排放量远小于极限设计工况排放量。仍以秦山核电厂为例，正常运行工况下预期的液态放射性排放量为 <sup>3</sup>H： $2.11 \times 10^5$  Bq/a，其他核素： $3.99 \times 10^2$  Bq/a。其气载放射性总排放量为  $5.76 \times 10^5$  Bq/a，主要核素有 <sup>3</sup>H、<sup>14</sup>C、<sup>41</sup>Ar、<sup>85</sup>Kr、<sup>131</sup>I、<sup>133</sup>Xe、<sup>137</sup>Cs 等。

**事故源项** 对核电厂来说，最关心的事故为设计基准事故和超设计基准事故。前者主要应用于核电厂的选址。后者主要应用于核电厂的应急计划。设计基准事故是用于评估厂址和专设安全设施的一种假想的事故。其定义为：依照规定，一个核设施在设计阶段必须考虑设置防护装置的一种事故。设计基准事故有很多类型。对轻水堆来说，厂外后果最严重的设计基准事故是在反应堆的一回路中最大的冷却剂管道突然地双端断裂（称 DBA—LOCA 事故）。超设计基准事故是指比设计基准事故更为严重的事故。目前应用最广的是 RSS 压水堆假想事故。这是把美国萨里（Surry）和桃花谷（Peach Bottom）两个核电厂分别作为压水堆和沸水堆的代表，用电厂的可靠性分析和源项分析，得出的 9 类压水堆事故和 5 类沸水堆事故。

表 1 三里岛核电厂事故放射性释放量

	堆芯放射性释放量 (Bq)	释放份额		
		从燃料元件释放的份额	进入安全壳和汽轮机厂房空气中的份额	进入大气环境的份额
<sup>85</sup> Kr	$3.6 \times 10^{17}$	0.47~0.70	0.6	约 0.1
<sup>133</sup> Xe	$5.2 \times 10^{18}$	0.42~0.68	0.6	约 0.1
<sup>131</sup> I	$2.4 \times 10^{18}$	0.41~0.55	$7 \times 10^{-5}$	$2 \times 10^{-7}$
<sup>137</sup> Cs	$3.1 \times 10^{16}$	0.45~0.60	—	0
<sup>90</sup> Sr	$2.9 \times 10^{17}$	$< 8 \times 10^{-4}$	—	0
<sup>140</sup> Ba	$5.2 \times 10^{18}$	0.001~0.002	—	0

历史上实际发生的较为严重的核电厂事故有 2 起：美国三里岛核电厂事故和苏联切尔诺贝利核电厂事故。表 1 列出了三里岛核电厂事故放射性释放量。表



2 列出了切尔诺贝利核电厂事故期间<sup>137</sup>Cs 和<sup>131</sup>I 的日释放量。

表 2 IAEA 估计的切尔诺贝利核电厂事故期间<sup>137</sup>Cs 和<sup>131</sup>I 的日释放量

时间间隔 (UTC)	<sup>137</sup> Cs (TBq/d)	<sup>131</sup> I (TBq/d)	有效烟 羽高度 (m)
00:00 26/04—24:00 26/04	2.2×10 <sup>4</sup>	1.9×10 <sup>5</sup>	600
00:00 27/04—24:00 27/04	7.0×10 <sup>3</sup>	5.5×10 <sup>4</sup>	600
00:00 28/04—24:00 28/04	5.5×10 <sup>3</sup>	4.1×10 <sup>4</sup>	300
00:00 29/04—24:00 29/04	4.1×10 <sup>3</sup>	2.8×10 <sup>4</sup>	300
00:00 30/04—24:00 30/04	3.0×10 <sup>3</sup>	1.9×10 <sup>4</sup>	300
00:00 01/05—24:00 01/05	3.0×10 <sup>3</sup>	1.7×10 <sup>4</sup>	300
00:00 02/05—24:00 02/05	5.5×10 <sup>3</sup>	2.8×10 <sup>4</sup>	300
00:00 03/05—24:00 03/05	6.3×10 <sup>3</sup>	3.0×10 <sup>4</sup>	300
00:00 04/05—24:00 04/05	8.1×10 <sup>3</sup>	3.5×10 <sup>4</sup>	300
00:00 05/05—24:00 05/05	8.9×10 <sup>3</sup>	3.6×10 <sup>4</sup>	300
00:00 06/05—24:00 06/05	1.1×10 <sup>2</sup>	7.4×10 <sup>2</sup>	300

(胡二邦)

hedianchang yunxing anquan jiandu

**核电厂运行安全监督** (safety surveillance over nuclear power plant operation) 核实核电厂的运行是否严格遵守运行许可证规定的限值和条件以及核电厂工作人员是否胜任安全运行的监督活动。

核电厂运行安全监督或检查活动分为三个层次,即:国家核安全当局,核电厂主管部门以及核电厂营运单位自身。核电厂的运行安全监督包括:调试阶段的安全检查;运行阶段的安全检查;退役阶段的安全检查。(见核电厂建设安全监督)。

调试和运行阶段发生的事件应按事件报告制度及时上报。

**核电厂调试阶段的安全检查** 核电厂安装完毕后至试运行这一阶段的监督检查活动。包括装料前检查、初始装料和初始临界检查、功率提升检查、以及调试阶段质量保证大纲的检查。

**装料前检查** 监督和检查营运单位在装料前进行的活动和试验,以核实设备、系统和构筑物功能是否正常,是否符合首次装料批准书及设计的要求。核安全监督人员应检查:①安全系统(反应堆停堆系统、堆芯冷却系统和气体处理系统等);②冷却剂压力边界的完整

性(液压试验);③构筑物和设备对震动的敏感性;④安全壳的完整性(超压和泄漏率试验);⑤应急电源系统;⑥通讯联络能力;⑦通风系统;⑧役前检查。

**首次装料和首次临界的检查** 检查营运单位装载核燃料的准备工作,直接观察首次装料活动和首次临界,以核实是否符合设计要求和批准的调试大纲。

**功率提升检查** 监督功率提升试验,检查从首次临界开始直到达到批准的功率水平前营运单位所进行的活动。核实要求在工作环境中试验的设备、系统和构筑物能正确地按设计要求动作。核定试运行的结果是否与设计一致,是否需要修订运行限值和条件。核安全监督人员特别需要直接监督的试验有:①主泵跳闸;②汽轮发电机跳闸;③释放阀和隔离阀性能;④堆芯性能;⑤从主控制室外停闭核反应堆;⑥失去厂外电源。

**调试期间质量保证大纲的检查** 包括质量保证大纲的制定审查和实施检查。检查内容一般包含:①调试的组织机构、职责和权限,若干参加调试工作的单位间的接口,责任的交接等;②文件管理,有关文件编号、标识、审查、批准、发放、分发和修订的程序和措施;③设计管理,如现场设计变更和修改管理;④调试程序管理;⑤设备管理,如设备配置、标识、维修、装卸和贮存管理;⑥测量和试验设备的标定和管理;⑦场地管理和清洁度控制;⑧调试结果审查和批准;⑨不符合项(指物项由于性能、文件或程序方面的缺陷,因而使质量变得不可接受或不能确定)管理;⑩纠正错误的措施;⑪记录;⑫监查。

**核电厂运行阶段的安全检查** 核电厂调试结束后进入长期运行时的安全检查。一般应按例行检查计划执行,以便有系统地验证营运单位是否遵循管理要求并符合总的的目标。检查范围包括:

- (1) 运行限值和运行工况;
- (2) 辐射防护;
- (3) 运行人员培训和实际能力;
- (4) 放射性废物管理;
- (5) 应急计划和应急准备;
- (6) 装料和换料;
- (7) 厂址内的燃料装卸和贮存;
- (8) 环境监测;
- (9) 防火装置;
- (10) 维护和维修;
- (11) 核设备在役检查;
- (12) 电厂改进;
- (13) 在安全上重要的实体保护措施;
- (14) 质量保证大纲:在运行阶段质量保证大纲中应有以下管理性的程序和细则,如①安全保卫和对参观者的管理;②有关安全运行和停闭的权限和责任;③

值长和运行负责人的权限和责任；④设备管制(如加锁和挂牌等)；⑤规程执行和更改办法；⑥定期试验的规定；⑦交接班规定；⑧应急状态下权力的交接；⑨运行日志的填写、保存和审查的程序；⑩进入安全壳、主控制室的规定；⑪安全功能的旁路和跨接线的管制；⑫应急状态下的技术支持措施；⑬运行经验的分析、报告和分发；⑭加班限制等等。

**核电厂退役阶段的安全检查** 核电厂停止运行，退出服役直至最终关闭这一阶段的安全检查。核实核电厂的退役步骤和退役各阶段的状态是否符合核安全管理要求和核电厂退役批准书。特别注意检查：①最后燃料的移出；②放射性去污活动；③保卫措施和防止非法进入；④辐射监测措施。

检查退役阶段质量保证大纲是否充分考虑了从核电厂最终停闭到最后安全状态这一期间可能导致核电厂人员或公众过度照射的所有物项和活动。质量保证大纲要适用于各种退役方式，不论是构筑物拆除、去污或埋葬，以防止放射性物质的扩散，还应有采取纠正行动的措施。

**调试和运行阶段的事件报告制度** 核电厂在调试和运行阶段出现的对安全造成实际或潜在危害的各种事件，营运单位按规定的时间期限向国家核安全当局和其地区监督站报告的制度。这类事件包括：

(1) 超过限值的放射性物质的释放、辐射照射、人员或场所的放射性污染以及可裂变或放射性材料的丢失等；

(2) 安全重要物项的损坏或功能丧失；

(3) 设计、采购、建造、试验、操作、维修、检查、质量保证或安全评价工作中的重要失误；

(4) 普遍存在的或重复出现的质量和安全隐患；

(5) 要求采取的重大改正行动；

(6) 对安全有潜在危害的事件，特别是反应性异常事件；

(7) 由于人为或自然原因，直接或间接影响安全运行的事件；

(8) 引起公众关注的事件；

(9) 其他要求报告的事项。

营运单位在事件发生后最迟不得超过 24h 口头通告，3 天后书面通告地区监督站。紧急事件的报告要按应急计划中的要求执行。(见核事故应急管理)

(林诚格)

hedianchang zhengchang qidong yu tingbi

**核电厂正常启动与停闭** (normal startup and shutdown of nuclear power plant) 核电厂发电的起始与终止过程。与火电厂不同，核电厂的启动是

指从反应堆冷态次临界状态到并网发电；停闭是指从电网解列回到冷态次临界状态。这个过程包括几个阶段：①在冷态次临界状态或冷停堆时的冷态启动；②在热态次临界状态或热停堆时的热态启动；③低功率运行；④并网发电。热态启动是冷态启动过程中的一个阶段。低功率运行是一种过渡工况，既包括只带厂用电负荷运行状态，也包括向电网送电的准备状态。不同堆型核电厂的启动与停闭方式各有其特点。下面以压水堆核电厂为例说明正常启动与正常停闭的主要阶段与特点。

**正常启动** 正常启动有冷态启动与热态启动之分。热态启动包括碘坑过程中的启动。反应堆冷却剂温度在 60℃ 以下的启动称为冷态启动。短时间停闭并保持冷却剂温度在 280℃ 以上的启动称为热态启动。核电厂首次装载燃料后的启动称为初次启动。

**冷态启动** 反应堆在长期停堆之后，其内充满浓度约为 2000ppm 的含硼冷却水，所有控制棒组都在最低位置，冷却剂温度低于 60℃，堆芯处于次临界状态。启动步骤如下：

(1) 一回路充水和排气：向一回路充水结束后，降低蒸汽发生器二次侧水位到零功率水位整定值。

(2) 启动一次冷却剂泵和投入稳压器电加热器：由于主泵和稳压器电加热器的运行，冷却剂逐渐升温。当冷却剂温度达到 90℃ 时，添加氢氧化锂 (LiOH)，以控制水的 pH 值，并加联氨，使冷却剂中的溶解氧达到规定值。温度升到 100~130℃ 和压力为 2.5MPa 时，通过手动控制在容积控制箱上部把 N<sub>2</sub> 置换为 H<sub>2</sub>，建立氢气空间，使容积控制箱水位控制阀转为自动。当稳压器水温达到与 2.5~3.0MPa 相对应的饱和温度 (221~232℃) 时，手动控制降低稳压器水位，在稳压器上部建立汽腔，并调节稳压器水位，当该水位达到零功率水位整定值时，冷却剂系统的压力由稳压器自动控制。

(3) 一回路升温升压：采用稳压器的电加热器和主泵转动的机械能，使一回路水的温度和压力逐渐提升。其温度上升速率应按规定。当系统温度到达 180℃ 时，将停堆控制棒提升到顶部，以便在启动过程中，万一出现异常情况，可以确保停堆。

系统到达零功率压力和温度时，系统的压力控制可由手动转为自动。在升温过程中，多余的热量由蒸汽发生器二次侧蒸汽排向大气或旁通到汽轮机的凝汽器。

(4) 反应堆临界启动：压水堆反应性是随核燃料和冷却剂的温度而改变的。在临界启动时，冷却剂温度必须保证启动在负温度系数下进行。所以在启动过程中，应尽量保持冷却剂温度不变。可将冷却剂硼浓度逐渐

稀释到到达临界时的估算浓度，然后慢慢提升控制棒使堆内中子数逐渐增大，直到达到临界。

(5) 二回路启动：反应堆达到临界后，用来自蒸汽发生器的蒸汽，对汽轮机先进行暖管及低速暖机，然后将汽轮机组按规定的速率升速，直至达到额定转速。此时反应堆的功率约为额定功率的 5%。

(6) 并网发电及提升功率：反应堆功率上升到约为额定功率的 6%~10% 时，发电机进行并网，并带最小负荷（约为发电机额定功率的 5%）运行。调整厂用电电源，由汽轮发电机组供电。逐渐关闭向汽轮机凝汽器排汽的旁通阀，使反应堆与汽轮机之间达到功率平衡。继续增加负荷，直至反应堆功率达额定功率的 15% 时，将反应堆控制从手动切换到自动。

(7) 功率运行：压水堆核电厂带功率运行时，一般采用一回路冷却剂进出口水温的平均温度进行调节。当负荷变化时，改变控制棒在堆芯的高度以改变反应堆的出力，使一、二回路之间达到新的平衡。同时调整一回路冷却剂中的硼浓度，使控制棒在最优位置，以保证堆芯的功率分布偏差不超过规定值。

在功率运行中，由于燃料的燃耗和裂变产物的积累（即中毒和结渣），反应性将降低，通过调节冷却剂中硼浓度来补偿此反应性损失。

为保证燃料棒的安全，核电厂的负荷瞬变值和负荷变化率均应小于规定值进行调节。

热态启动 核电厂处于热停堆状态，一回路温度与压力接近零功率额定值时，可直接启动反应堆使之达到临界。然后按“冷态启动”中第（5）与第（6）步骤进行操作，将汽轮机组投入运行。

碘坑过程中的启动 碘坑过程中的启动属于热态启动。一般指在满功率运行达到平衡氙毒后热停堆不久的启动。停堆后，裂变产物中的主要毒物<sup>135</sup>Xe 的变化分为三个阶段。第一阶段，由于<sup>135</sup>Xe 的消失速度减慢，氙毒逐渐增加，反应性损失增大，称为积毒阶段。第二阶段约在停堆后 11h，氙毒达到最大值，反应性损失最大，又称碘坑最大值。第三阶段，<sup>135</sup>Xe 的衰变速度大于<sup>135</sup>Xe 的产生速度，氙毒逐渐减小，反应性损失减小，称为消毒阶段。约在停堆 24h 后，氙毒基本消失（见核电厂燃料管理）。

碘坑过程中的启动带来一定的操作复杂性。

(1) 积毒阶段启动：可直接按顺序提升调节棒组使反应堆达到临界。在接近临界时，应避免进行使冷却剂平均温度突变或冷却剂中硼稀释的操作。

(2) 最大碘坑中启动：在反应堆的燃料循环中后期，碘坑深度可能大于停堆时的剩余反应性。这时即便把控制棒组全部提出，也不可能使反应堆达到临界。只有对反应堆冷却剂进行适当的硼稀释操作，才有可能

使反应堆启动。但反应堆一旦启动后，随着功率的提升，毒素氙因大量吸收中子而迅速减少，使得反应性相应地上升。此时又需要对冷却剂加硼。因此在最大碘坑中启动，操作十分复杂，且产生大量废水，所以应尽量避免这种情况。在反应堆的寿期末，在最大碘坑中可能根本无法启动。

(3) 在消毒阶段启动：由于氙的自发衰变引入了反应性，因而不需要再对冷却剂中硼作稀释，但操作必须十分小心，防止反应性引入速率过大而出现短周期事故。

正常停闭 核电厂正常停闭是指把反应堆功率从运行功率所对应的中子水平降低到中子源水平。正常停闭又分为热停闭和冷停闭。

热停闭 热停闭是短期停闭，控制棒组部分插入。这时，冷却剂系统保持或接近热态零功率时的运行温度和压力。一回路温度通过控制蒸汽向大气或汽轮机凝汽器的排放来维持，其能量来自堆芯的余热和主泵做功。一回路压力由稳压器的自动控制维持。热停闭期间，至少有一台主泵在运行。

反应堆热停闭时间超过出现碘坑最大值时间后，堆内氙毒逐渐减少，可能会使反应堆重返临界。因此，届时必须向冷却剂中加硼。

冷停闭 反应堆经过热停闭后进入冷停闭。冷停闭时，所有控制棒组全部插入，并向冷却剂中加硼，以抵销从热态到冷态过程中，因负温度效应引起的正反应性。当冷却剂加硼达到冷停闭工况所要求的硼浓度后，使系统降温降压。其过程是：首先将堆芯的余热和冷却剂的显热通过蒸汽发生器产生的蒸汽经旁路排放到汽轮机凝汽器（如凝汽器不能用时，可向大气排放），使一回路冷却剂温度降到 180℃，压力为 3MPa，并消除稳压器汽腔。自 180℃ 开始，可启动停堆冷却系统继续进行冷却，直至达到温度低于 60℃ 的冷停堆状态。

（张禄庆）

hedian chengben

核电成本（cost of nuclear electricity generation） 核电厂单位发电量的生产成本，即把为发电而在基本建设、运行维修、核燃料和退役等方面投入资金的总和，分摊到所生产的每 1kW·h 上。核电成本分析的主要内容见表。一般计算公式为

$$C = \frac{S + O + F + \dots}{E}$$

式中 C 为核电成本；S 为基本建设投资；O 为运行维修费；F 为核燃料费；E 为扣除厂用电后的净发电量。

核电成本的定义、构成和计算方法 由于成本核算的目的不同，计算数据的口径不同，计算方法不同，

就形成了各种不同概念的核电成本。

(1) 财务生产成本：核电厂作为一个生产企业，每年都要按国家的财税制度作生产成本核算，为核电厂改善经营管理服务。核算时间为一年。年平均单位发电成本的计算公式为

$$C_n = \frac{\epsilon_n S + O_n + F_n}{E_n}$$

式中  $C_n$  为第  $n$  年的平均单位发电成本； $\epsilon_n S$  为核电厂基建总投资  $S$  分摊到第  $n$  年需回收的资金； $\epsilon_n$  为资金回收率或折旧率； $O_n$  和  $F_n$  分别为第  $n$  年的运行维修费和核燃料费； $E_n$  为第  $n$  年生产的净电量。

(2) 含税利成本（最低上网电价）：核电厂含税利成本是在财务生产成本基础上增加了用于偿还贷款本息的还贷利润、税金和核电厂的合法留利。其计算公式为

$$C'_n = \frac{\epsilon_n S + O_n + F_n + R_n + T_n + r_n}{E_n}$$

式中  $C'_n$  为核电厂第  $n$  年的含税利成本； $R_n$  为第  $n$  年的还贷利润； $T_n$  为第  $n$  年上缴的税金； $r_n$  为核电厂第  $n$  年的合法留利。

当核电厂售电给电网的电价等于含税利成本时，核电厂的支出和收入达到平衡，即盈亏平衡，因此含税利成本也可称为最低上网电价。它是衡量电厂市场销售能力的重要指标。如果最低上网电价高于电网的承受能力，那么生产的电量就无法销售。

(3) 平均贴现成本（平准化成本）：在核电厂全寿期内所有支出费用的贴现值总和与同一寿期内生产电量的贴现值总和之比。其特点是计算的时间范围取核电厂整个经济寿期。利用贴现原理，把寿期内发生的所有费用和生产的电量，都贴现到某一标准时刻，如核电厂建成投产时刻，再拿各自的贴现值总和计算成本，即平均贴现成本。计算公式为

$$\bar{C} = \left[ S + \sum_{n=1}^N \frac{O_n}{(1+d)^n} + \sum_{n=1}^N \frac{F_n}{(1+d)^n} \right] / \sum_{n=1}^N \frac{E_n}{(1+d)^n}$$

式中  $\bar{C}$  为平均贴现成本； $d$  为贴现率，一般取国家统一规定的社会贴现率； $N$  为核电厂的经济寿期。

平均贴现成本表征了电厂的经济性能，可用于比较各种不同类型电厂的经济性。国际上许多国家，已决定把计算平均贴现成本定为评价各种电厂经济性能的标准方法。

核电厂成本计算中的几个问题 核电厂成本计算中常遇到价格体系扭曲问题，货币币值变化问题等。

(1) 价格体系扭曲问题：由于中国现行价格与价值背离，价格体系被扭曲，在经济分析中要作财务分析和国民经济分析。同样在成本计算时也要区分财务成本和国民经济成本。（见核电厂经济分析）

(2) 货币币值变化问题：物价随时间浮动，货币币值随时间下降，在成本计算中要正确处理货币贬值问题。一般有流通币值模型和常币值模型两种方法。

流通币值模型：成本计算中的货币量都按发生货币支付行为时的货币量，即按财务帐面货币量计算，不考虑不同时期货币的币值差别。一般的财务分析就是按流通币值模型作的。

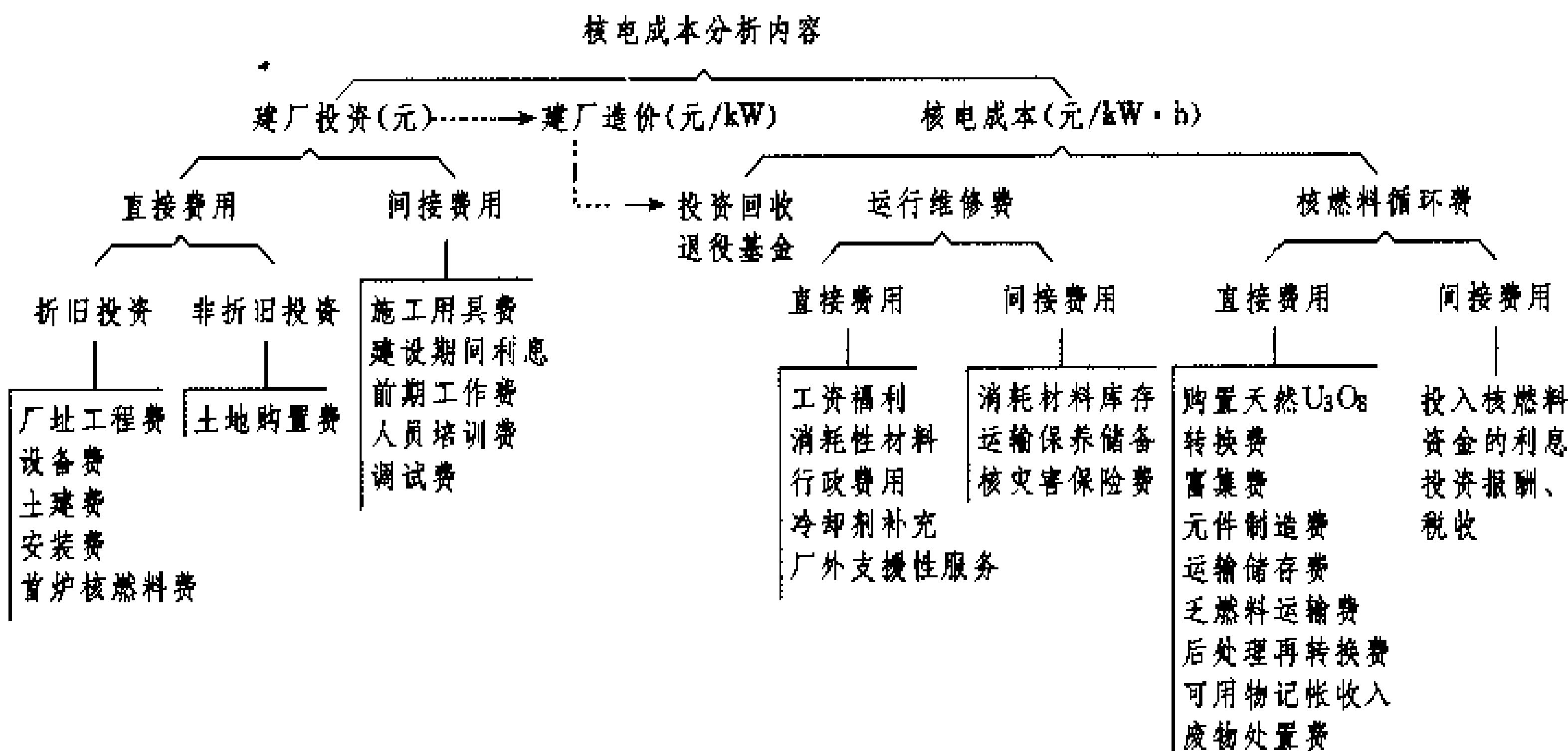
常币值模型：要处理不同时期货币币值的差别，按购买商品能力不变的原则，把不同时刻的货币量折算为某一标准时刻的货币量。成本计算要用折算为标准时刻货币的货币量计算。货币量的折算公式为

$$A^* = A \frac{Q_0}{Q_t}$$

式中  $A$  为  $t$  时刻帐面货币量； $A^*$  为折算到标准时刻  $t_0$  时货币的货币量； $Q_t$ 、 $Q_0$  分别是  $t$  时刻和  $t_0$  时刻的物价指数。

按常币值模型作成本计算时，价格浮动率、利率、贴现率等都要作通货膨胀修正，剔除通货膨胀的水分。

电力成本的国际通用方法 为了对各种不同电厂





作经济比较和便于各国进行经济分析方面的交流,需要有一个标准的科学的经济分析方法,国际发供电联盟(International Union of Producers and Distributors of Electrical Energy, UNIPED)提出了一个标准规范,由欧洲经济共同体正式公布。许多国家和国际组织也决定采用这个方法。国际发供电联盟、经济合作与发展组织和国际原子能机构,曾多次对国际上主要工业发达国家和一些发展中国家的核电与煤电用此方法作了经济性比较。该方法的主要特点是:采用全寿期平准化贴现成本作为衡量各种电厂经济性好坏的指标;采用常币值模型计算,消除了因通货膨胀引起的不确定性。

基本计算公式为

$$C = \left[ S + \sum_{t=0.5}^{T-0.5} \frac{O_t}{(1+d)^t} + \sum_{t=0.5}^T \frac{f_t q_t}{(1+d)^t} \right] / \sum_{t=0.5}^{T-0.5} \frac{q_t}{(1+d)^t}$$

式中  $q_t$  为第  $t$  年的净发电量;  $O_t$  为以基准年货币表示的第  $t$  年的运行维修费;  $f_t$  为以基准年货币表示的第  $t$  年每生产单位电量需支付的燃料费;  $d$  为常币值模型下的社会贴现率;  $T$  为电厂的经济寿期;  $S$  为以基准年货币表示的基建投资,计算公式为

$$S = \sum_{i=1}^N S_i (1+i)^{N-i}$$

式中  $S_i$  为第  $i$  年基建费用;  $i$  为经通货膨胀修正的利息率;  $N$  为建设周期。

(温鸿钧)

hedian fazhanshi

**核电发展史** (history of nuclear power development) 核电自 1951 年 12 月美国实验增殖堆 1 号 (EBR-1) 首次利用核能发电, 1954 年 6 月苏联第一座核电厂首次向电网送电, 到现在已有 40 多年的历史, 大致经过了实验示范、高速发展和滞缓发展三个阶段。

**实验示范阶段** 1942 年 12 月美国在芝加哥大学建成了世界上第一座核反应堆, 验证了实现受控裂变链式反应的可能性。但是当时处于第二次世界大战期间, 核能开发利用主要是为军事服务。美国、苏联、英国和法国先后建成了一批生产核武器用钚的生产堆和核潜艇推进动力堆, 以及支持各种反应堆开发工作的研究和试验用堆。

从 50 年代初开始, 美、苏、英、法等国把目标部分地转向民用, 利用已有的军用核能技术, 开发建造以发电为目的的反应堆, 进入了核电的实验研究阶段。美国在潜艇动力堆技术和常规工业基础上, 于 1957 年 12 月建成希平港 (Shipping port) 压水堆核电厂, 于 1960 年 7 月建成德累斯顿 (Dresden-1) 沸水堆核电厂,

为轻水堆核电厂的开发开辟了道路。英国于 1956 年 10 月建成科尔德霍尔 (Calder Hall A) 生产、发电两用石墨气冷堆核电厂。苏联于 1954 年 6 月建成奥布宁斯克 (APS-1) 压力管式石墨水冷堆核电厂 (参见彩图插页第 2 页 4 图)。加拿大于 1962 年建成 NPD 天然铀重水堆核电厂。这些先驱核电厂均属原型。核电厂的各种堆型都经历了实验堆 (原理验证)、原型堆 (中间试验) 和示范堆 (商用试验) 三个发展过程。

这些原型核电厂以及后继建成的示范核电厂的成功运行, 证明了核电厂是一种安全、干净、廉价的能源。它们的发电成本可低于常规的燃油电厂和燃煤电厂, 为核电的商用推广打下了基础。这期间研究过的其他堆型, 如重水气冷堆、有机慢化堆、熔盐堆等, 由于技术和经济的原因, 未能进行商业开发。

**高速发展阶段** 60 年代末 70 年代初, 各工业发达国家的经济发展处于上升时期, 电力需求不断增加, 平均年增长率达 7%, 相当于每 10 年翻一番。在此期间, 核电厂相对于常规电厂的优越性明显地展示出来。美、苏、英、法等国都制订了庞大的核电规划。在核能发展上后起的联邦德国、日本, 借助于技术引进挤进了大规模发展核电的行列。一些发展中国家, 如印度、阿根廷、巴西等, 以购买方式开始了核电厂建设。

核电厂在经济上的竞争能力是它能否迅速发展和进入国际市场的关键。所以, 在核电厂的经济性得到证实之后, 美国首先形成建设核电厂的第一个高潮。1967 年美国核电厂的订货达到 25600MW; 从 1969 年开始美国核电总装机容量超过了英国, 居世界第一; 1973 年美国核电总装机容量占世界核电总装机容量的 2/3。1973 年世界石油危机后, 美国又出现了第二个核电建设高潮, 1973 年和 1974 年两年共订货 66900MW, 本国生产加工能力达到 25000~30000MW。在 70 年代, 美国的轻水堆核电厂技术和设备开始大规模地向西欧和亚洲出口。

1973 年的石油危机在一些本国能源资源不足, 主要依靠进口石油的国家引起震动。许多国家开始加快发展核能的步伐。日本放弃了早期在气冷性和重水慢化轻水冷却堆方面的工作, 在 70 年代开始全面转向沸水堆和压水堆核电厂的建设, 在整个 70 年代建造的轻水堆发电机组达 25 个共 19768MW。法国在 70 年代初停止发展石墨气冷堆, 引进经济性好的美国压水堆技术, 实现了标准化、批量化的大规模建设, 70 年代到 80 年代初开始建造的压水堆发电机组达 52 个, 装机容量达 53355MW, 使目前法国的核电总装机容量在世界上仅次于美国居第二位。

英国在 70 年代仍坚持发展石墨气冷堆, 在第一代堆型 (MGR) 的基础上, 成批建造了改进气冷堆

(AGR),但终未打开国际市场,从80年代中期起也改为采用压水堆。联邦德国在引进美国轻水堆技术的基础上,经过消化、吸收和开发,迅速形成自己的核电技术,成批建造压水堆和沸水堆核电厂,并向外出口。加拿大的天然铀重水堆核电厂,对一些发展中国家有吸引力,先后出口到印度、巴基斯坦、阿根廷、韩国和罗马尼亚。苏联继续发展石墨水冷堆核电厂,单堆容量达到1500MW;除此之外,也发展了BB3P型压水堆核电厂,除在本国成批建造外,也出口到民主德国、波兰、匈牙利、捷克斯洛伐克、保加利亚和芬兰。

为了核电的持续发展,一些国家积极开发快中子增殖堆和高温气冷堆等先进堆型。建成的原型快堆核电厂有英国的原型快堆(PFR)、法国的凤凰堆(Phénix),法、意、德合建的超凤凰堆(Superphénix)以及苏联的BH-350和BH-600等,原型高温气冷堆核电厂有美国的圣·弗伦堡(Fort St. Vrain)高温气冷堆和联邦德国的钍高温堆(THTR)。

**滞缓发展阶段** 1973年和1979年世界上发生了两次石油危机,原油价格从每桶2.5美元一度猛涨到40美元。在此影响下世界各国经济发展速度迅速减缓,加上大规模的节能措施,对电力的需求大幅度下降。1980年美国电力需求比上一年只增长了1.7%,1982年实际下降了2.3%。如果说1973年的石油危机曾暂时刺激了核电的发展,那么1973年和1979年石油危机的长远影响却使核电的发展深受挫折。许多新核电厂也像新火电厂一样停止或推迟建设。美国许多核电厂订货合同被取消。

1979年3月美国发生了三里岛核电厂事故,虽然未造成人身伤亡,却对世界核电发展产生了重大影响,特别是公众对核安全的疑虑难以消除。1986年4月,苏联又发生了切尔诺贝利核电厂事故,造成了严重的人员伤亡、大面积居民避迁等重大损失,影响更为深远。一些国家如瑞典、奥地利、荷兰、意大利等作出停止发展核电的决定,苏联也作出了不再建造石墨水冷堆核电厂的决定。

为保证核电厂的安全,各国采取了增加安全设施、严格审批制度等对策,结果使核电厂建设工期拖长,投资增加,核电厂经济上的优越性有所下降。美国核电厂的平均建设工期在1967~1972年为52个月,1973~1978年增加到78个月,1979~1983年猛增到121个月,到1989年达到183个月。

但是,核电具有的安全、干净、廉价的特点并没有改变,特别对那些缺乏能源资源的国家,如法国、日本等,核电是替代石油唯一现实的能源,所以仍在继续发展。1993年底全世界核发电量占总发电量17.5%。

**中国的核电发展** 80年代初,中国政府制订了发

展核电的技术路线和技术政策,决定发展压水堆核电厂,采用“以我为主,中外合作”的方针,引进外国先进技术,逐步实现设计自主化和设备国产化,并计划在本世纪末基本掌握核电技术,为下一世纪核电较快的发展打下基础。

自主设计建造的泰山核电厂一期工程300MW压水堆机组于1985年3月20日浇注第一罐混凝土正式开工,1991年12月15日实现并网发电。同香港合营,引进外国技术和设备建造的广东大亚湾核电厂2×900MW压水堆机组,于1987年8月7日浇注第一罐混凝土正式开工,1994年上半年建成投入满功率运行。这两座先行核电厂的建成,标志着中国核电的起步。

台湾核电发展较早,于70年代到80年代陆续建成4个沸水堆发电机组和2个压水堆发电机组,总装机容量为4890MW,1993年核发电量已占台湾总发电量的33.5%。

(温鸿钧)

hedian guihua

**核电规划** (nuclear power program) 基于长期(二三十年内)的能源及电力供求平衡的预测及可用以满足电力需求增长的不同方式的相对比较所制定的、主要是由一系列相继实施的核电厂工程项目的计划所组成的发展核电的长远规划。发展核能必须有一个长远规划,主要是由于以下两个因素:一座核电厂的建设,特别是第一座核电厂的建设,包括开工前的各项前期活动在内,往往需要10年或更长的时间始能完成;核能的开发和应用是需要投入大量人力、财力和物力,并需在一个相当长的时期内持续实施一系列核电厂工程项目始能收到实效的事业,核电厂作为孤立的单项工程项目的收益远不足以补偿为此所投入的人力、财力、物力三大资源的代价。

在制订核电规划、确定核电厂的建设规模和容量增长的速度前,首先应对发展核电的必要性和可行性进行研究。为此需要完成下述工作:核电厂和常规电厂(主要是煤电厂)的发电成本的分析 and 对比,及其相应的燃料供应体系(包括运输)所需投资的分析 and 对比;建设和运行核电厂所需各种硬、软件的来源的分析,在这一分析中应计及核电厂依赖进口的程度和所需外汇高于常规电厂的因素;核电厂和火电厂对环境影响的分析 and 对比;工业、科技事业、整个国民经济和全社会为发展核电所承受的负担和得益的分析;为支持核电规划所必需的一整套核电基础结构及为形成此基础结构所必须采取的措施,等等。

发展核电,需要得到国家主管科技、工业、教育、卫

生、环境保护、外贸、金融等多个部门的支持,参与这一事业的基层企业和事业单位数以千计。为发展核电而需要投入的人力、物力和资金,在整个国家所掌握的资源中亦占有一定比重。核电规划的实施顺利与否,对全国工业、外贸、科技、整个国民经济和全社会的发展所产生的影响不可低估。因此制订核电规划必须视作全国范围的大事,并在最高一级决策机构或其指定代表的主持下进行。以法国为例,自戴高乐主政的年代起,历次制订核电规划均由总统直接主持。在某些国家,核电规划还必须经全国立法机构审查和批准。

核电规划中应确定的事项,最低限度应包括:规划期内各地区建成核电厂的数目、容量和进度要求;所选用动力堆的堆型;核电国产化的要求和指导国际合作的基本原则;乏燃料和放射性废物的处理和最终处置;组建核电基础结构的计划、计划中各主管部门之间职责的划分以及监督核电规划实施情况并协调基础结构各个方面的政府机构及其职责等。

核电规划不是一成不变的,应在其实施过程中随着能源及电力规划的修订,核电厂工艺的进步和实际经验的反馈,进行定期或不定期的调整和修订。

(左 湖 贺嘉忱)

hedian jichu jiegou

**核电基础结构** (infrastructure to a nuclear power program) 适应核电规划的特定要求并借以实现规划预定目标的立法依据、工业基础、科技基础、教育体系、筹资渠道及核安全管理机构等一系列基本条件的总和。为保证核电规划的顺利实施,发展核电的国家都必须具有本国的核电基础结构。为此,在制订国家核电规划时,首先应对本国在常规工业发展过程中形成的已有基础结构进行全面评价,确定与核电规划要求不相适应的各方面的差距,编制消除这些差距的计划,并作出相应的部署。为使此种基础结构成为有效支持核电规划的有机整体,政府应对它的各个组成部分施加影响,使之在保持协调一致的前提下发挥各自的功能。

**立法依据** 由旨在促进核科技的开发和应用并保证核安全的法律和法令组成。由此类法律和法令处理的事项有:核材料管制、核设施管理、辐射防护、环境保护、放射性物质运输、放射性废物管理、核责任、核领域内的国际合作和国产化政策等。这一类法律和法令一般分为若干层次,其层次最高的部分在多数国家内是最高一级立法机构所颁发的原子能法。

核电规划基于可靠的立法依据尤为重要。这是保证规划的严肃性和稳定性的前提。核电厂的业主也需要运用法律来保障其正当权益,例如防止因外部势力

的干扰而导致核电厂建设进度失控和建成后迟迟不能投入商业运行等。

**工业基础** 由营运核电厂的电力工业和支持性工业两大部分组成。电力公司的电网的规模和技术特性应适应核电厂的特定要求。电力公司及其上级管理部门应具有相应的高管理水平和安全素养。支持性工业由设计和施工行业、制造业、核燃料循环工业以及为核电厂的建设和运行提供某些技术服务的咨询行业等分支组成。不同国家在实施核电规划的过程中,均有必要建立本国的支持性工业,其深度和广度则因国内已有的工业和科技水平、核电建设规模和核电国产化政策等因素而异。

**设计和施工行业** 核电厂的建设中,不论采取何种合同方式,均须组织本国的设计和施工力量参加。外国合同商所提供的设计是否符合本国的核安全规定和各种法定的技术标准,是否适应厂址和电网的特定条件,需经业主审定。施工现场的准备工作及现场的基础设施,诸如供水、供电、交通运输和通信等,应由业主负责。这些任务宜委托本国的设计和施工公司分担。现场施工中所需要的劳动力,在施工高峰期,常在六七千人以上,必须依靠国内力量。同期所需专业技术和管理人员在四五百人以上,大部分也须来自国内。对整个工程的项目管理,即便在“交钥匙合同”的条件下,业主亦应与本国的工程设计公司分工合作建立各自的项目管理机构,对合同商执行合同的情况进行跟踪,以防止建设的质量、进度和预算失控(见项目管理)。

在建设最初的核电厂时,本国的常规设计和施工公司缺乏核电厂工程经验,它们可在分担建设任务的实践中逐步提高和完善。为取得外国主合同商的支持,应在主合同中订立相应的条款。这样,已具有大型火电厂、化工厂和钢铁厂建设经验的设计和施工公司,在参与了两三座核电厂的建设后,即有独立承担任务的能力。采取这一方式,对于发挥本国制造业的潜力,使之承担一些材料和设备的供应(其范围将逐步扩大),亦有显著的促进作用。西班牙、韩国和阿根廷等国,都是这样提高核电国产化水平的。以西班牙为例,它在60年代建设第一批核电厂时委托外国厂商作为“交钥匙承包商”,同时委托本国的工程设计公司分担部分设计和施工任务,使第一批核电厂的国产化比率,按全部投资金额计,就达到40%。70年代兴建第二批和第三批核电厂时,西班牙的工程设计公司已具有承担整个建设任务、全面负责工程设计和项目管理的能力。此时承担核蒸汽供应系统和汽轮发电机组成套设备供应任务的外国合同商已属分包单位。西班牙第二批和第三批核电厂的国产化比率分别递升到60%和80%~85%。(见工程设计、项目管理及采购)

**制造业** 支持性工业中为核电厂提供各种材料和设备的分支。这一分支由建材、冶金、化工、通用机械、动力设备、电工和电子、仪器和仪表、施工机械、起重设备等多种行业组成。在核电厂的建设中占有不同比重的各种供应厂约有三五百家。

核电厂建设中所需要的普通材料和设备,有很大一部分可由常规工业产品的制造厂提供,包括各种普通钢材及非金属建筑材料,各种碳钢制品,一般的水泵和风机,绝大多数的容器、热交换器和阀门,电缆、变压器、电动机、开关设备和控制屏,多种电子产品,热工仪表和电工仪表,大部分施工机械,等等。为了满足核电厂对产品质量的要求,制造厂必须对相应产品实施有效的质量保证。

核电厂专用的材料和设备,应由具有专门的技术装备并掌握专门技术知识的制造厂提供。专用材料有锆材、镍基合金和特种合金钢等。专用设备有反应堆压力容器、蒸汽发生器、一次冷却剂泵和其他几种核安全等级泵、堆内构件、一回路管道、控制棒驱动机构、对功能有特殊要求的阀门及堆内测量仪器等。为实现上述材料和设备的国产化,往往需要建立新的生产设施或增添新的检测手段及试验台架等,相应地投入大量人力、物力和资金。当然,消化和掌握从外国引进的技术,也需要相当长的时间。

外国承担核蒸汽供应系统成套设备设计和制造的公司常作为核电厂主合同商参与核电厂建设。也有些公司如加拿大原子能有限公司,联邦德国 KWU 公司等自己不从事主设备制造。它们作为主合同商,其主要活动是设计核蒸汽供应系统,包括反应堆堆芯,并进行相应的研究和开发工作,而把硬件的制作大部分委托选定的专门制造厂按规定的技术条件和质量保证程序完成。

从头建立具有提供核蒸汽供应系统成套设备能力的公司(或公司组合),是一项艰巨的任务。这种公司需要拥有一支由多种专业人员组成的有力的科技队伍,以及进行研究和开发工作的实验设施。经验的积累,在有利的技术转让条件下,也需十年以上,才能趋于成熟。

**核燃料循环工业** 支持性工业中为核电厂提供燃料及相关技术服务的分支。一个完整的核燃料循环工业应包括铀资源勘查、铀矿石开采、铀的提取和精制、铀的化学转换、铀的富集、核燃料组件的制造、核燃料后处理、回收铀和钚的复用以及放射性废物处理和最终处置等每个环节的生产设施。核电厂采用天然铀反应堆时,毋需进行铀同位素的分离,核燃料循环工业比较简单。70 年代中期以来,由于国际市场上天然铀供过于求,价格节节下跌,乏燃料中铀和钚的回收在经济

上得不偿失等原因,一些国家开始采用一次通过的循环方式,把乏燃料作为放射性废物予以最终处置,不进行后处理。(见核燃料循环)

**咨询行业** 凭借专业知识通过提供服务的方式支持核电规划的行业。咨询行业包括具有独立资格的专家、专业事务所、咨询公司、公立研究机构、技术检查和检验机构及主管气象、水文和地质、地震等业务的机构等。咨询行业所从事的活动包括:为制订核电规划的政府机构对国内已有的工业潜力作出评价;在核电厂的选址和确定设计依据的过程中就工程地质、水文地质、地震地质、淡水的供应、循环水的取水口和排水口的位置、重型部件的运输路线和码头的设置等专题提出建议或作出评价;为业主编制招标书或对合同商所提出的标书进行评估;作为业主的项目管理的顾问;设备的役前和在役检查;为核电厂训练运行人员;制订燃料管理的方案;为改进运行中核电厂提出建议;作为业主的法律顾问等等。咨询行业的主要作用在于其专门知识和有别于合同商的独立性。工程设计公司往往兼管咨询业务。国际原子能机构也向成员国提供无偿技术支援,例如派遣运行安全评审小组(OSART)和安全重大事件评估小组(ASSET)。

迄今为止,除少数几个核工业发达国家外,许多国家由于本国实力的制约及核电建设的规模不大等原因,不建立提供核蒸汽供应系统成套设备的工业能力或完整的核燃料循环工业。例如,瑞士的核发电量比重已超过 40%,它的支持性工业仍限于提供少数专门的核设备和技术咨询服务。又如西班牙的核发电量比重也接近 40%,它的核蒸汽供应系统始终是进口的,在核燃料循环工业方面除了燃料组件在国内制造外也多仰仗外国,但核电厂的通用设备包括汽轮机、发电机、变压器、电动机、水泵、通风机、阀门等实现了很高程度的国产化。巴西曾试图建立完整的支持性工业,包括从事核蒸汽供应系统全套设备制造,铀的富集和乏燃料后处理的专门工厂,但由于核电厂建设进度推迟和建设项目取消,而陷入财务上的严重困难。

**科技基础** 由核和非核的多种专业研究开发机构、标准化组织等组成。它为核电规划培养和输送各种专业的骨干技术人员。(见核能科学研究)

**教育体系** 包括为支持核电规划开发人力资源的各大学和专科院校以及为训练核电厂运行人员和其他专门技术人员的各种训练中心。(见核能教育)

**筹资渠道** 为保证核电规划的实施,需要取得政府或金融机构的有力支持始能形成的一项先决条件。核电厂的建造费用远高于同容量的火电厂,其建造周期和投资回收期又比较长。在筹资的渠道不畅通,贷款的利率和偿还期限不利的条件下,不可能激发电力工



业投资于核电厂的积极性。这个问题在核电处于起步阶段,且煤价偏低的国家尤为突出。制造工业和核燃料循环工业亦需要财政的大力支持才能实现国产化。

**核安全管理机构** 见核安全管理机构。

#### 参考书目

IAEA. Technical Reports Series No. 281. Developing Industrial Infrastructures to Support a Programme of Nuclear Power. Vienna: IAEA, 1988

IAEA. Technical Reports Series No. 217. Guidebook on the Introduction of Nuclear Power. Vienna: IAEA, 1982

(左 湖)

hedian kexue yanjiu

**核电科学研究** (research and development for nuclear power) 发展核电,一要保证安全,二要能与其他能源竞争,即要求经济性。根据核安全的要求,核电厂必须采用验证过的设计,为此对于未曾示范运行的核电厂设计,必须开展大量的试验。而开拓一种新堆型设计更需要开展大量的研究工作。

核电厂的核心是反应堆。它与常规工业设备的差别在于强辐照、强释热率和有放射性产物。所有核电科研几乎都围绕这些特点进行。

**研究内容** 核电科学研究内容主要有:

反应堆在什么条件下达到临界?反应性随压力、温度、冷却剂含气率等如何变化?中子通量密度在堆内如何分布?控制棒插入堆芯后会起多大作用?这些都属于反应堆物理的范畴。通常要建立相应的零功率堆来获得这些问题的答案(见反应堆物理实验)。

反应堆堆芯内的流体流动和传热工况直接决定了燃料元件芯块和包壳的温度,为此要进行燃料元件与冷却剂之间的传热系数、堆芯各燃料组件之间的流量分配、燃料组件内流速分布、临界热流密度以及临界后传热等实验研究(见反应堆热工实验)。随着对安全要求的提高,研究领域从稳态扩展到瞬态,如建造功率高达几万千瓦的整个电厂系统的模拟实验回路,进行大破口、小破口、蒸汽发生器传热管破裂等实验。这些内容构成了反应堆热工水力学。

反应堆的基本部件是核燃料元件。燃料元件在高温、高压和强辐照下的性能必须合格,才能放到反应堆内工作。为此必须把研制的燃料元件放在堆外模拟回路和堆内(研究堆的小回路内或随堆)进行考验,然后详细检查它的变形和腐蚀等情况。由于这时它的放射性非常强,检验必须在良好屏蔽的“热室”中进行,为此必须研制能够远距离操作的各种检验手段。核燃料元件与组件生产工艺研究与燃料组件的堆内外考验,检

验等研究工作一起,组成反应堆燃料元件研究(见压水堆燃料组件,燃料组件辐照性能)的主要内容。

核电厂内常用的燃料(棒)包壳材料、压力容器钢、蒸汽发生器管材、一回路主管道管材等处于高温、强辐照和高应力下,容易发生破裂,影响安全。为此不仅需要测定这些材质未经辐照和辐照后的强度、脆性、蠕变、疲劳等机械性能,还要研究它们与周围介质的相容性。以选取合适材质和不断改善其性能为目标的这些研究工作,就是反应堆材料学。(见反应堆材料)

在运行中发现水质对材料的各种性能,特别是对腐蚀性能有重大影响。何种水质为佳?如何达到和保持这种水质?在这些水质和其他条件综合作用下材质的性能如何?就是反应堆水化学的主要研究对象。

为了确保核电安全,控制保护是十分重要的。核电厂控制保护系统充分利用了现代电子学的各种先进技术。提高控制保护系统的可靠性,确保在预定的各种整定值下能够动作,是目前反应堆控制研究的主要目标。(见压水堆控制)

核电厂结构复杂,许多结构处在高温和高强度下,机械应力与热应力的紧密结合,产生了许多新的结构力学研究课题,使反应堆结构力学成为一个十分活跃的学科。

20 世纪 90 年代,核电科研的大量实验结果已被综合到一系列计算机软件和工程数据库中,这些软件对设计和运行起到了重要作用。不仅各个专业都有了自己成套的程序,而且整个核电厂系统也有了大型分析程序,可以对核电厂各种假想事故进行分析,计算结果已相当准确,为设计各种防范措施提供了依据。近年来概率安全评价有了很大发展,它不仅能估算各类事故的风险,且可以找出核电厂在设计、运行等方面的薄弱环节加以改进。在这些工作基础上发展起来的核电厂模拟机和仿真机等技术,能实时甚至比实时更快地展示核电厂事故发展进程。这些是目前正在飞速发展的核电厂安全分析(见核电厂安全性,核电厂事故分析)的内容。

通过 30 多年的核电科研,人们对核电的规律已较深入地掌握。从趋势上看,核电厂正从由简到繁转向由繁到简的新的发展阶段,这正是大量核电厂运行经验积累和长期科研的成果。目前发展基本成熟的先进轻水堆(如先进压水堆 APWR)和其他先进堆(如固有安全堆 PIUS),无疑将把核电厂推向一个更安全和更经济的发展阶段。(见先进核电厂)

**中国核电科学研究** 秦山压水堆核电厂是中国参照外国公开发表资料自主设计建造的 300MW 原型核电厂。为验证该核电厂设计的正确性,改进和完善设计,解决核电厂建设中的设备与材料问题,先后开展了

包括反应堆物理、热工、水力、应力分析、驱动线对中、抗震,以及新材料、主设备、仪表、控制电器、无损探伤等方面的 400 余项科研试验,保证了该核电厂的顺利建成。

为实现秦山二期 600MW 压水堆核电厂设计自主化、设备国产化和标准化,仍须开展大量的科研试验。因为设备容量的不同,安全标准和工业规范的改变,制造厂家的变更,均使 600MW 项目,不能照抄照搬 300MW 核电厂的设计和工艺。

在引进外国技术的情况下,为了消化吸收和适应本国条件,也必须进行相当多的试验和验证工作。

核电厂投入运行以后,仍需不断进行科研,如改进核电厂仿真机、对故障和事故的早期诊断、燃料管理、运行规程的改进、设备的在役检查和维修技术、人因工程、在事故工况下核电厂的行为等,以保持核电厂的安全性和高的可用率。

中国目前与核电相关的科研机构见表。

中国现有的核电科研(设计)机构

单位名称	地点	核电研究有关专业	用于核电研究的主要试验设施	成立年份
中国核动力研究设计院	四川省成都市	核岛设计,反应堆物理,反应堆热工水力,核设备,反应堆结构力学,反应堆材料,核燃料元件材料,焊接,核电子学,水化学,核燃料元件无损监测等	1. 高通量反应堆 热功率:125MW;最大热中子通量: $6.2 \times 10^{14} \text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ ;最大快中子通量: $1.7 \times 10^{15} \text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ ;入口压力:16.8MPa;入口温度:50℃ 2. 大型核电站燃料组件和驱动轴热态冲刷台架 工作压力:15.2MPa;工作温度:350℃ 3. 大型水力试验装置 流量:9000m <sup>3</sup> /h;压力:9.8MPa;温度:100℃ 4. 高温高压热工水力试验台架 工作压力:13.7MPa;工作温度:335℃ 5. 反应堆动力设备试验装置 工作压力:15.4MPa;工作温度:350℃	1965 年

续表

单位名称	地点	核电研究有关专业	用于核电研究的主要试验设施	成立年份
北京核工程研究设计院	北京市	反应堆主工艺,反应堆工程设备,反应堆热工回路,反应堆化三工,放射性核燃料后处理,核燃料处理,核燃料化学,反应堆建筑等	1. 高温高压回路实验台架 压力:15.7MPa;温度:330℃;流量:80m <sup>3</sup> /h 2. 燃料元件堆外冲刷回路综合实验台架 压力:3.9MPa;温度:200℃;流量:8m <sup>3</sup> /h	1958 年
上海核工程研究设计院	上海市	核电工程,核电安全,分析,反应堆物理,反应堆热工水力,反应堆结构,反应堆设备,核岛系统设计,辅助系统设计,反应堆结构反材料,核电无损检测技术	1. 设备高温高压实验台架 压力:15.2MPa;温度:300℃;流量:220m <sup>3</sup> /h 2. 无损检测设备	
核动力运行研究所	武汉市	反应堆工程,反应堆物理,反应堆装置,反应堆控制,核燃料化学,核材料等	1. 蒸汽发生器综合实验台架 压力:17.5MPa;温度:350℃;功率:5.5MW; 2. 蒸发器传热管材料腐蚀试验台架 压力:17.5MPa;温度:350℃;功率:660kW	1982 年
中国原子能科学研究院	北京市房山区	堆物理,堆热工水力,堆材料(腐蚀,防护,辐照性能),核燃料元件,放射化学,核电子学,三废处理,核燃料后处理,核燃料保障,水化学,辐射防护,环境保护等	1. 重水研究堆 最大热中子通量: $2.8 \times 10^{14} \text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ ;最大快中子通量: $6.2 \times 10^{12} \text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ ;热功率:10MW 2. 核元件材料辐照后检验实验室 工艺间 700m <sup>2</sup> ;最大操作剂量: $3.7 \times 10^{14} \text{Bq}$ 3. LOCA 热工水力瞬态性能试验装置 压力:17.5MPa;温度:350℃ 4. 低放固体废物压缩减容装置 额定压力: $9.8 \times 10 \text{N}$ ;减容比:7:1;处理能力:2m <sup>3</sup> /h	1950 年

续表

单位名称	地点	核电研究有关专业	用于核电研究的主要试验设施	成立年份
中国辐射防护研究院	山西省太原市	辐射防护, 辐射剂量, 辐射探测, 核安全, 核工程, 三废治理, 环境工程, 环境保护, 放射医学, 放射卫生学, 放射生物学等	1. 核辐射环境模拟分析装置 风洞: 长 24.5m; 风速: 0.2~9m/s; 核素迁移: 温度 0~60℃ 可调; 湿度 40%~90% 可调 2. 核废物(固体)热解焚烧炉 减容比: 35:1; 减重比: 11:1	1962 年
清华大学核能技术设计研究院	北京市昌平区	反应堆工程, 核能供热, 核化学化工, 核辐射仪器, 环境技术等	1. 5MW 低温核供热堆 2. 2MW 双堆芯游泳池式屏蔽实验反应堆 3. 200MW 低温核供热堆热工水力学实验台架, 水力驱动控制棒实验台架, 高温气冷堆氦气回路实验台架等	1960 年 3 月
苏州热工研究所	江苏省苏州市	核电工程、核电安全、放射剂量、环境保护、质量检验、无损检测、仿真技术	1. 环境测量实验装置 2. 承压容器监察、检验装置 3. 超小型计算机仿真技术研究装置	1978 年

(陈叔平 冯运昌)

粒子不同的反应。在反应堆中,核裂变属于这种情况(见裂变反应)。此外,在重水或铍慢化的反应堆中,由高能 $\gamma$ 射线和氘核或铍核之间的 $(\gamma, n)$ 反应也属于这种情况。

在核能领域里,主要涉及到的典型核反应有:①产生裂变能的核反应,以 $^{235}\text{U}$ 为例, $^{235}\text{U}+n\rightarrow\text{FP}+n$ ,其中FP表示裂变产物;②产生聚变能的核反应,如 $^2\text{D}+^3\text{T}\rightarrow^4\text{He}+n$ 等(见聚变反应)。

在核反应堆内,中子的运动方向是无规则的。人们需要研究堆内中子群与原子核相互作用的各种核反应(见中子与物质的相互作用)。核反应率密度是定量描述各种核反应的统计行为的物理量。它表示单位时间、单位体积内中子与介质原子核发生作用的总次数(统计平均值),即核反应率密度 $R=nv\Sigma$ ,式中 $n$ 为中子密度( $1/\text{m}^3$ ); $v$ 为中子速度( $\text{m/s}$ ); $\Sigma$ 为宏观截面( $1/\text{m}$ )(见中子核反应截面)。所以,核反应率密度的单位为次数/ $(\text{m}^3\cdot\text{s})$ 。

(罗璋琳)

hegonglü celiang

### 核功率测量 (nuclear power measurment)

核电厂是由核裂变生成的热量来产生动力的,通常借助于观察直接与裂变率相联系的“辐射”来测量反应堆功率水平(核功率)。裂变反应中伴生的中子和 $\gamma$ 射线在穿透若干距离之后仍能被探测到,因此核功率测量技术是建立在探测中子、 $\gamma$ 射线,或两者同时探测的基础上的。在动力堆内,裂变产物衰变时的 $\gamma$ 辐射经常是本底 $\gamma$ 的一个大的贡献者。为了减少 $\gamma$ 本底的影响,设置在堆芯四周(对压水堆来说,设置在压力容器外侧)的核功率探测器通常选用中子探测器,这是核功率测量的主要手段。中子探测器的读数需以热功率标定,称热功率刻度。

反应堆功率的变化范围极大(从几瓦到几百兆瓦),因此尽管探测器的量程宽阔,采用一组探测器和电路也是不可能满足要求的。最普通的方法是采用三个量程:源量程、中间量程和功率量程。为了能使控制和安全功能由一组探测器平稳地转移到另一组探测器,一部分量程数据需由另一组探测器重复测量。典型的重叠量是一到两个量级。

源量程 相应于反应堆从次临界停闭状态起动到临界状态的核功率测量。此时照射到探测器上的中子密度通常是很低的,事实上,低到要数取单个的中子的情况。在此情况下,由于探测器可能处于比较高的 $\gamma$ 本底场中,所以,使用脉冲式中子探测器给出计数率信号是唯一的方法。源量程的下限是由达到安全条件所需要的计数率所决定的。这种最低计数率一般为 $1\sim 10$

hetanying

**核反应** (nuclear reaction) 粒子(包括原子核)与原子核碰撞导致原子核的质量、电荷或能量状态改变的现象。核反应是研究原子核内部结构的重要手段,也是获得核能和放射性同位素的重要途径。

核反应一般可以表示为 $A+a\rightarrow B+b$ ,或简写为 $A(a,b)B$ ,其中 $A$ 和 $a$ 分别为靶核和入射粒子, $B$ 和 $b$ 分别表示剩余核和出射粒子。

核反应按出射粒子的不同可以分为核散射和核转变两大类:核散射是指出射粒子与入射粒子相同的核反应。它又分为弹性散射和非弹性散射两种。在热中子反应堆中,裂变中子在慢化剂中的慢化过程(见中子慢化),主要是通过中子和慢化剂原子核之间的弹性散射反应;而裂变中子在重原子核(例如 $^{238}\text{U}$ 原子核)介质内的能量减少,则主要通过非弹性散射反应,在快中子反应堆中就是这种情况。核转变是指出射粒子和入射

计数/s。为了确保测量的可靠性,必须使反应堆在次临界状态下的中子通量密度计数率超过这个数值,为此,通常应在堆芯设置人工中子源。

**中间量程** 相应于反应堆从临界状态提升到额定功率的10%左右时的核功率测量。中间量程的下限取决于源量程的最大值,典型的最高计数率是 $0.5\sim1\times10^6$ 计数/s,允许的分辨率损失小于10%。中间量程信号取直流形式,因此难以与 $\gamma$ 本底(也是直流信号)相区别。通常采用直流式 $\gamma$ 补偿中子电离室。要求在最恶劣情况下,当紧接在满功率停堆后就立即启动时,把 $\gamma$ 本底的贡献保持在中子信号的10%以下。

**功率量程** 相应于反应堆额定功率的1%~150%。要求能精确地、按线性比例地读出反应堆功率。在功率量程中干扰辐射通常不会带来多大困难。没有 $\gamma$ 补偿的中子探测器就可以满足要求,但为了一致起见,可使用带 $\gamma$ 补偿的中子电离室。

此外,正在研究中的还有用 $\gamma$ 射线探测器测量反应堆冷却剂回路中 $^{16}\text{N}$ 的浓度来测量反应堆功率。 $^{16}\text{N}$ 系冷却剂中所含的氧经中子活化后产生的,其浓度与堆芯内的裂变率成正比,亦就是说与核功率成正比。  
(周嘉禧)

heneng

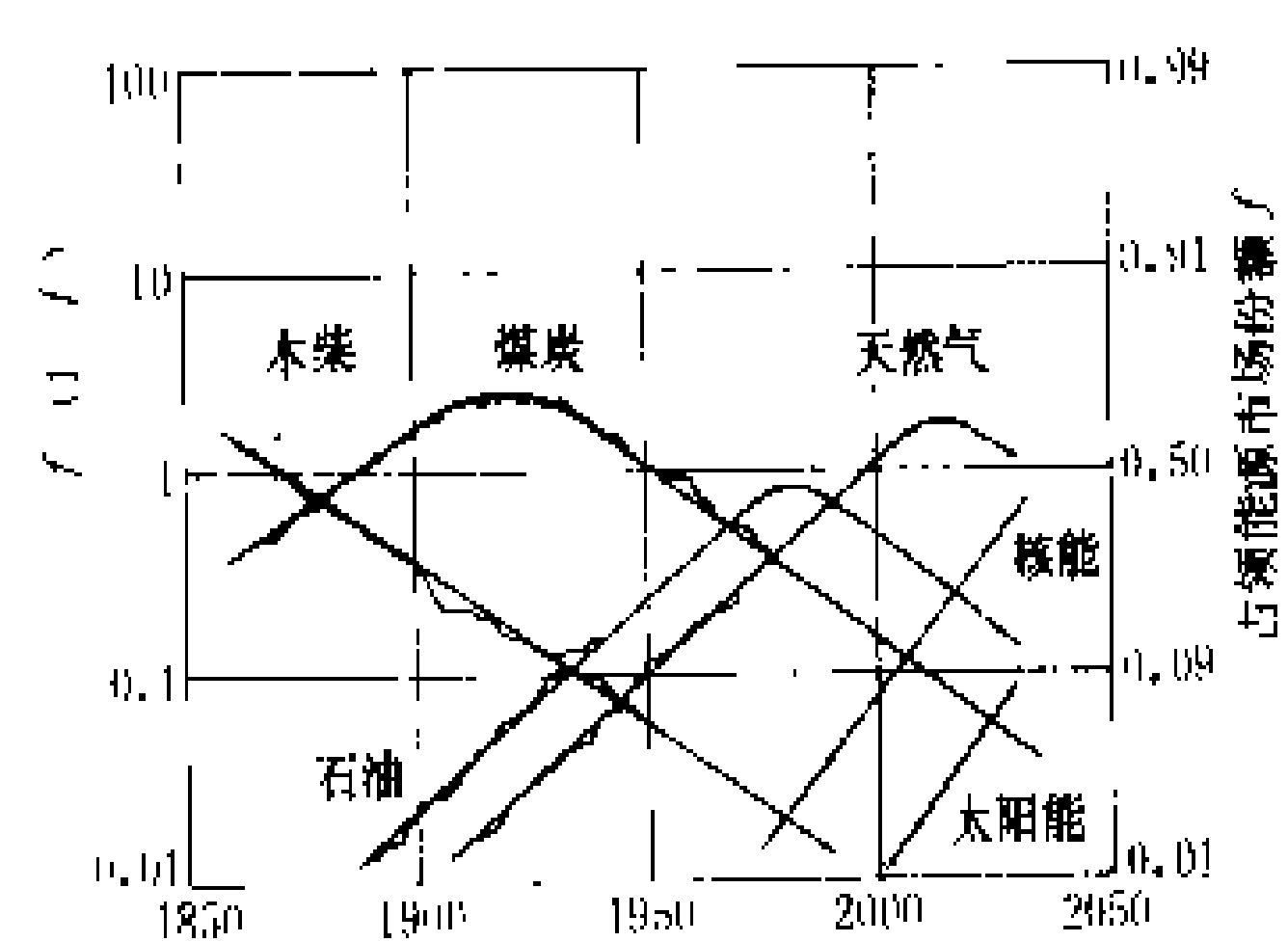
**核能** (nuclear energy) 在原子核裂变反应或聚变反应中释放的巨大能量,又称原子能。原子弹和氢弹爆炸时释放的能量是非受控的核裂变和核聚变反应的结果。目前人类尚未掌握受控的核聚变。因此,通常所说的核能(或原子能)是指在核反应堆中由受控核裂变链式反应产生的能量。

核能的发现和利用,使人类获得对日益枯竭的化石燃料的一种补充和替代能源,这是人类驾驭自然的能力的一大飞跃。1860~2030年全世界一次能源替代过程见图。图中用能源占领市场的百分数来表征不同历史时期各种能源的重要性,从中可以看出今后核能和太阳能的发展前景。

当前利用核能的主要方式,仍是通过传统的给水-蒸汽循环来发电、推动船舶或提供工业及采暖用热。

核能的主要特点是:①能量的高度集中。1t $^{235}\text{U}$ 在裂变反应中产生的能量约等于1t标准煤在化学燃烧反应中产生能量的240万倍。考虑到当今反应堆利用铀资源的效率低下的情况,将核电厂的燃料消耗量同现代燃煤电厂相比,1t天然铀也相当于14000t标准煤。利用核能可以大大减少燃料开采、运输和贮存困难及费用。②铀资源丰富。地球上已探明的易开采铀储量,在投入快中子增殖堆以充分利用的条件下,所能提供的能量已大大超过全球可用的煤炭、石油和天然气

储量之和。而海水和花岗岩中的铀资源,更是无比丰富。因此,核能在近期和远期都是很重要的能源。



1860~2030年全世界一次能源替代过程

资料来源: W. Häfele: Energy in a Finite World. IIASA, 1981

由于以上两个特点带来的燃料价廉的好处,核电迅速发展成为经济上具有竞争力的能源。这在世界上缺乏化石燃料资源的国家(许多欧洲国家及日本、韩国等国)是特别明显的(见核能发电)。对于中国远离煤炭生产基地的沿海各省市,核电具有十分重要的现实意义。核能供热已在少数工业发达国家开发和示范利用,也有着广泛应用的前景。

80年代后期,国际上特别关注全球性的环境变化。核电厂不释放温室气体 $\text{CO}_2$ 以及 $\text{SO}_2$ 与 $\text{NO}_x$ ,有利于减轻全球变暖和局部性的酸雨危害。环境保护学者十分重视核电厂的这些优势。

(连培生)

heneng fadian

**核能发电** (nuclear electric power generation) 利用反应堆中核裂变所释放的热能进行电力生产的电能转换方式。这是和平利用核能的最重要方式。在20世纪60年代初,美、英、法、苏等国就在军用生产堆和潜艇动力堆的技术基础上,广泛地利用火电厂技术,建成一批原型核电厂。至70年代前期,核电厂迅速达到实用化、大型化,并开始系列化,从而使核电成为安全、可靠与具有经济竞争力的能源。核电容量的增长极为迅速,核电增长率与电力总增长率的对比见表1。

**核电在世界电力供应中的地位** 1993年全世界的发电量中有17.5%来自核电厂。核发电量份额超过50%的国家有立陶宛、法国、比利时和斯洛伐克。匈牙利、韩国和瑞典的核发电量份额也超过40%。从表2中可以看到,核电发展领先的地区是那些最缺乏化石燃料及水力资源的地区。在日本、韩国、多数欧洲国家以及美、加、中、印等国远离煤炭产地的地区,核电成本明显地低于煤电(见表3)。但发展中国家利用核电

受到很大限制：①由于经济落后而筹资困难；②缺少具有科技知识和现代化管理能力的人才；③基础结构（见核电基础结构）不适应核电发展的需要。因此，发展中国家的核电厂建设缓慢，核电装机容量占电力总装机容量之比远低于世界平均水平。

表 1 世界核电装机容量增长情况

年份	核电容量 (GW)	年增长 率 (%)	电力总容量 (GW)	年增长 率 (%)
1950	—		137	
1960	1.2		543	14.8
		30		7.8
1970	16.5		1150	
		23.4		6.1
1980	135.0		2080	
		9.2		3.0
1990	325.9		2795	

表 2 各国 1993 年核发电量在其总发电量中所占份额

国家	核电份额 (%)	国家	核电份额 (%)
立陶宛	87.2	芬兰	29.0
法国	77.7	英国	26.3
比利时	59.0	美国	21.2
斯洛伐克	53.6	加拿大	17.3
匈牙利	43.3	阿根廷	14.2
瑞典	42.0	俄罗斯	12.5
韩国	40.3	荷兰	5.1
瑞士	37.9	南非	4.5
保加利亚	36.9	墨西哥	3.0
西班牙	36.0	印度	1.9
斯洛文尼亚	35.5	巴基斯坦	0.9
乌克兰	32.9	哈萨克斯坦	0.5
日本	30.9	中国	0.3
德国	29.7	巴西	0.2
捷克	29.2		

资料来源：Part C of the IAEA Yearbook 1994, Vienna: IAEA, September 1994.

表 3 核电/煤电全寿期平准化贴现发电成本比  
(按 21 世纪初投产的基本负荷电厂，30 年寿期，  
负荷因子 75%，贴现率 5% 及 10% 计算)

国 别	核电成本/煤电成本		
	贴现率 5%	贴现率 10%	
比利时	0.91	1.09	
加拿大中部	0.88	1.15	
捷克和斯洛伐克	0.87	0.96	
中国东南沿海	0.86	1.05	
芬兰	0.86	1.06	
法国	0.65	0.77	
联邦德国 { 进口煤	0.79	0.97	
	国内煤	0.66	0.83
匈牙利	0.73	0.84	
印度	0.86	1.00	
日本	0.85	0.94	
韩国 { 压水堆	0.75	1.00	
	重水堆	0.74	0.88
俄罗斯	0.78	0.80	
英国	1.02	1.27	
美国 { 中西部	0.96	0.99	
	西部	1.19	1.17
	东北部	0.85	0.93

资料来源：OECD/NEA. Projected Costs of Generating Electricity from Power Plants for Commissioning Around the Turn of the Century. Paris: OECD, 1993 (Table 23)

核电的优点 ①成本低廉。由于核燃料价廉，每千瓦小时的核电成本中，燃料费仅占 1/3 不到。发展核电对于那些在 20 世纪 60 年代曾过分依赖进口石油，70 年代饱受石油涨价冲击的国家，显得特别重要。②不受燃料运输的限制。煤、石油和天然气由于地理分布不均匀，对许多国家或地区来说，保证其稳定的供应是一个大问题。一座电功率 1000MW 的燃煤电厂每年需运入原煤  $3.5 \times 10^6 \text{t}$ ，同功率的核电厂仅需燃料元件约 30t。在一些幅员广大而煤炭分布不均衡的国家中远离煤田的地区，如俄罗斯西部、中国东南沿海，燃煤电厂的发展已受到铁路运输容量的严重限制，而核电厂无此问题。③核电厂污染环境轻微。1 座 1000MW 的燃煤电厂每年要向大气排放飘尘  $(2 \sim 3) \times 10^4 \text{t}$ ， $\text{SO}_2$   $(5 \sim 10) \times 10^4 \text{t}$ ， $\text{NO}_x$   $(2 \sim 3) \times 10^4 \text{t}$ ，CO1000~2000t， $\text{CO}_2$  数百万吨。 $\text{SO}_2$  和  $\text{NO}_x$  是酸雨的主要成因； $\text{CO}_2$  引起的温室效应和全球性气候变化，已引起国际社会的严

重关注。此外,燃煤电厂每年排出数十万吨的灰渣,对于当地也是一个沉重的负担。核电厂则除向水体排放温水的污染要大于火电厂以外,在正常状态下,排出放射性气体、液体给周围居民造成的额外剂量负担甚小,一般不到天然本底辐射剂量的1%。

**核电的展望** 1991年5月在赫尔辛基召开的国际电力与环境高级专家专题讨论会得出的结论之一是:为了应付全球变暖和气候变化的日益增长的威胁,核能由于其发电成本在基本负荷下已经能够同化石燃料相竞争,成为最有希望扩大应用的非化石能源。现在限制一些发达国家和中等发达国家发展核电的主要因素,一是经济增长缓慢,二是公众在对健康影响、安全风险、废物处置和核武器扩散等方面尚存有误解和疑虑,在切尔诺贝利核电厂事故以后,更是忧心忡忡。这些国家核电的复苏有赖于目前运行中核电厂的良好运行实绩,开发具有更佳安全性能的先进动力堆,从而使公众对核电安全增加信心。事实上,在目前可供大规模利用的能源中核电的环境和健康影响是最小的。

中国东南沿海,也就是中国经济发展最快的地区,已经迫切需要新建若干核电厂。今后随着建设资金的解决和基础结构的完善,核电在中国会有相当可观的发展。

(连培生)

heneng gongre

**核能供热 (nuclear heat)** 利用核反应堆生产的能量直接供热。核能供热是核能应用的一个重要方面。由于目前有70%以上的一次能源用于供热,核能供热显得尤为重要,其市场也必将是十分广阔的。

热能用户的温度需求及各种反应堆的供热温度上限如图1所示。由图中可见,核能供热的范围大约可分为低温(约150℃以下)、中温及高温(约300℃以上)三段。低温段的主要市场为农林业、居民用热水暖气、海水淡化及部分轻工业;高温段的主要市场为石油工业、城市煤气制造及化学工业;中温段的主要市场包括纺织工业等。

核能供热的优点为:①环境污染小,特别是与燃煤锅炉相比,核能可认为是无污染能源,从而可认为核能供热是改善城市环境的主要方法;②供热成本低;③燃料运输量小,特别是在中国以煤为主的能源系统内,采用核能可以从根本上缓解运输上的矛盾。因此,核能供热成为中国能源政策中的重要组成部分。

**低温核供热及低温核供热堆** 低温核供热主要用于城市大、中型热网,海水淡化及造纸、印染等轻工业。

在普通商用核电厂内采用抽汽供热,其原理与化

石燃料热电厂相同;但由于核安全的要求,核热电厂的

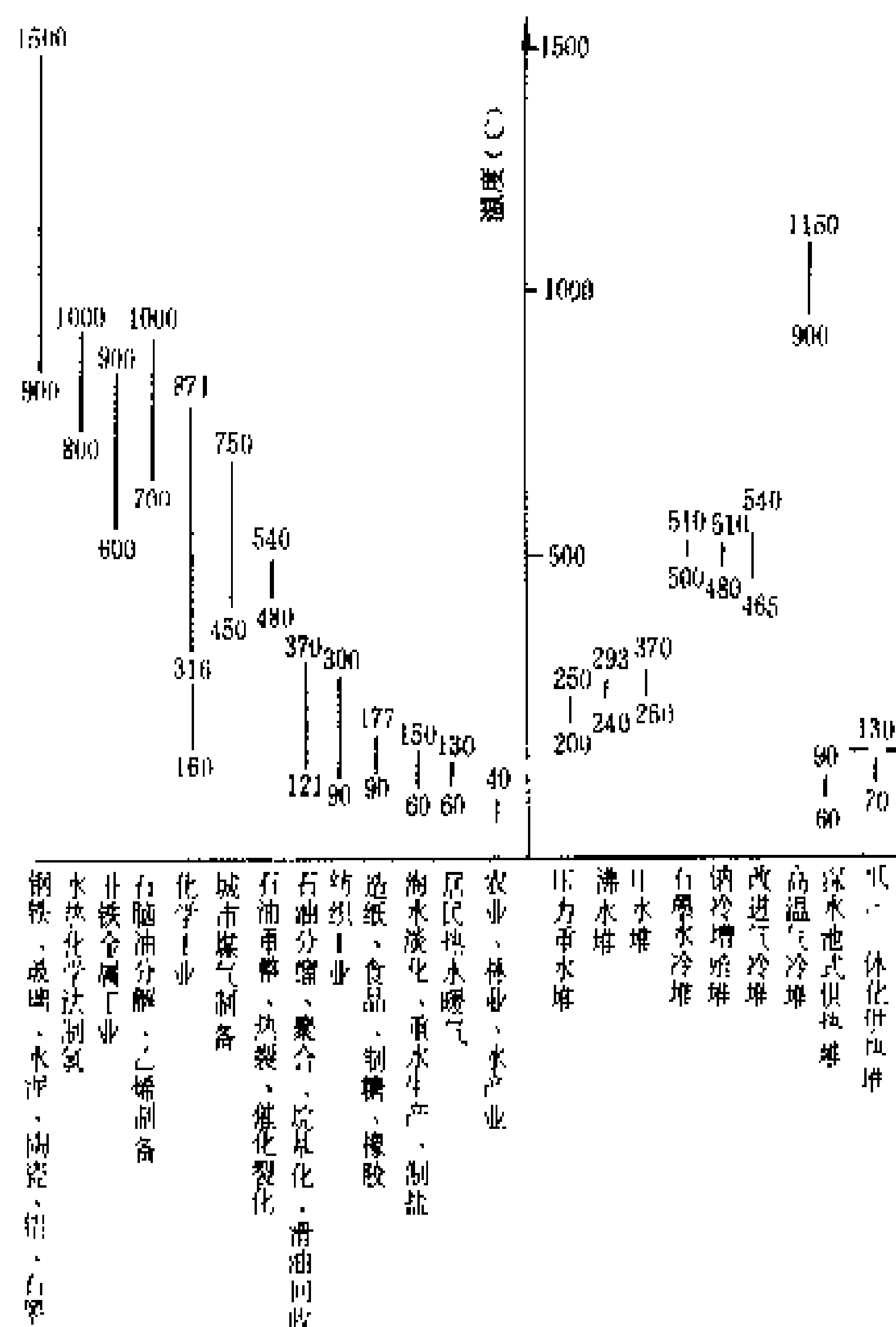


图1 热能用户的温度需求及各种堆型供热温度上限

厂址必须远离大城市,以致热能输送损失较大,在经济上往往得不偿失,故由核电厂抽汽供热的方式难于普遍推广。

专门设计用于供热的低温反应堆,可建造在人口稠密的大城市附近,这是低温核供热的主要途径。这种低温供热反应堆,必须具有“高度安全性”,即根据自然规律而不依靠人为的安全措施就能防止堆芯熔化这一类的重大核事故。同时,由于反应堆的温度参数低,功率受热负荷限制也不会太大,其结构简单,造价也相对低廉。这些因素促进了低温供热反应堆的发展。

目前世界上已有的低温核供热堆型有:低压一体化自然循环压水堆,如苏联设计的AST-500型供热堆,热功率500MW,工作压力1.5MPa,正在高尔基及沃罗涅什两地建造;池式自然循环水堆,如加拿大设计的SLOWPOKE,热功率2MW,池面为常压,已在白壳核研究中心建成;硼水控制的低压水堆,如瑞典设计的SECURE堆,堆内不设机械传动的控制棒,在事故时大量硼水自动进入堆芯使运行停止,并保持冷却,但迄今此种堆尚未建造。

目前中国为除苏联以外世界上唯一有实际建造低温核供热堆计划的国家。在上述各种低温核供热堆设



计的基础上,中国自行设计了改进的低压一体化自然循环压水堆及深水池式低温供热堆。前者可以向热网提供 130~150℃ 的热水,适用于大型的热网,目前已有一座 5MW 的低压核供热模式堆建成。后者可提供 90℃ 左右热水,适用于中、小型热网。两者均在开发与设计中,它们可以满足多种规模的城市热网的要求。

图 2 是中国设计的低压一体化自然循环供热堆,

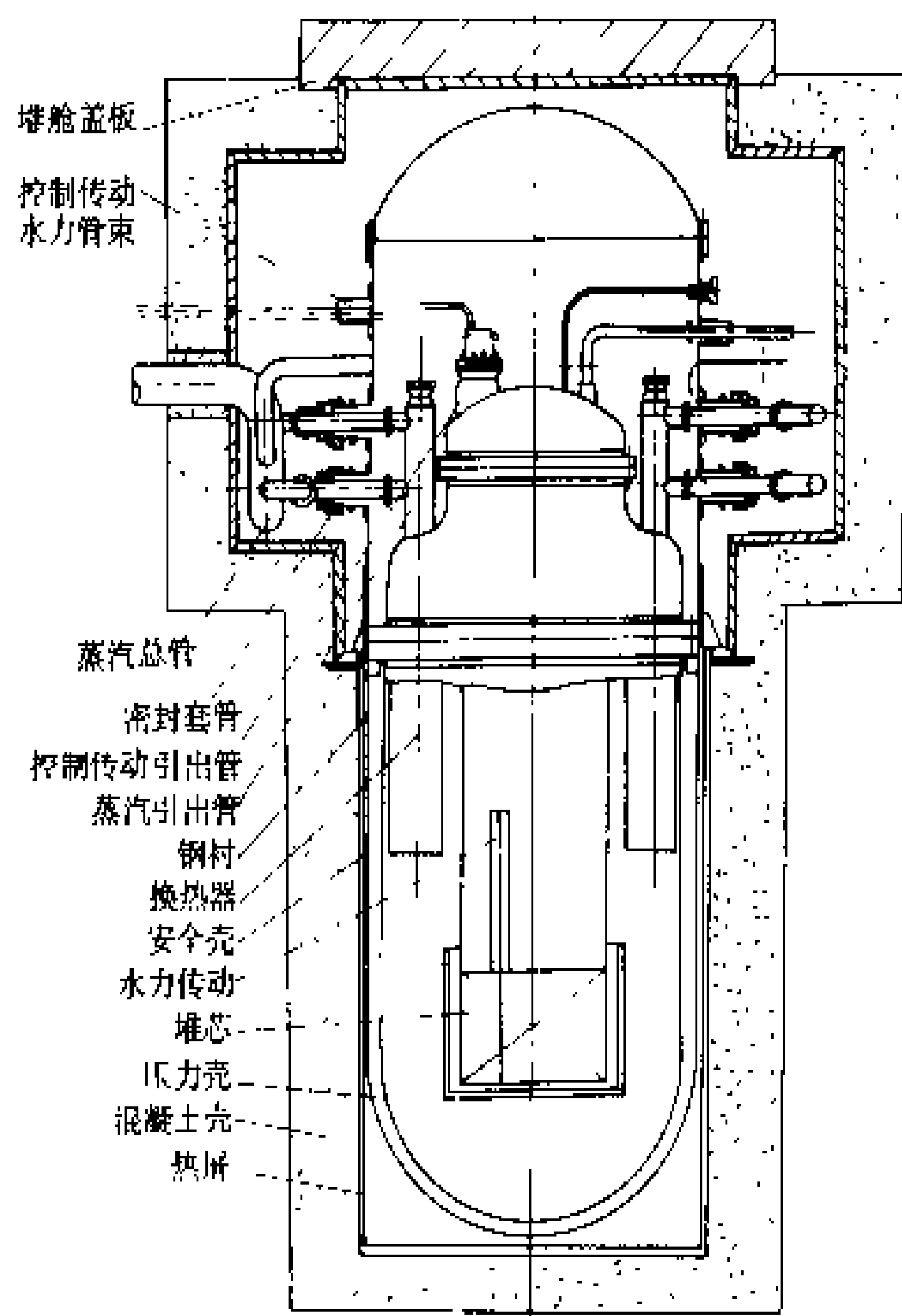


图 2 壳式一体化自然循环核供热堆

其热功率为 200MW, 工作压力 1.5MPa。堆芯出口处冷却水平均温度达到饱和温度, 故除有局部沸腾与少量含汽外, 在上升流道中出现微弱沸腾, 从而产生较大的浮升力, 借以使一回路水向上流经顶部的换热器, 依靠自然循环将全部热功率传热给二回路冷却剂。二回路的压力高于一回路及三回路, 故可将一回路放射性水与三回路完全隔离, 三回路的出口水温在 130℃ 左右。在此低压压水堆内采用了堆内水力步进缸传动的控制棒系统, 可以在任何事故下保证安全停堆; 同时又采用了双层压力壳, 可以确保堆芯不发生失水事故, 因此它属于基本具备固有安全特性的反应堆, 可以建造在稠密居民区附近。这在苏联已见诸实践。

图 3 表示中国设计的深水池式低温供热堆, 其热功率为 120MW, 池深 20m, 池表面为常压, 由于堆芯出口处位于池面下 16m, 故冷却水温度达到 114℃ 而不沸腾。过热水上升并由下端进入吊挂在池内的换热

器。冷却后的一回路水由换热器上端流出, 并自然循环

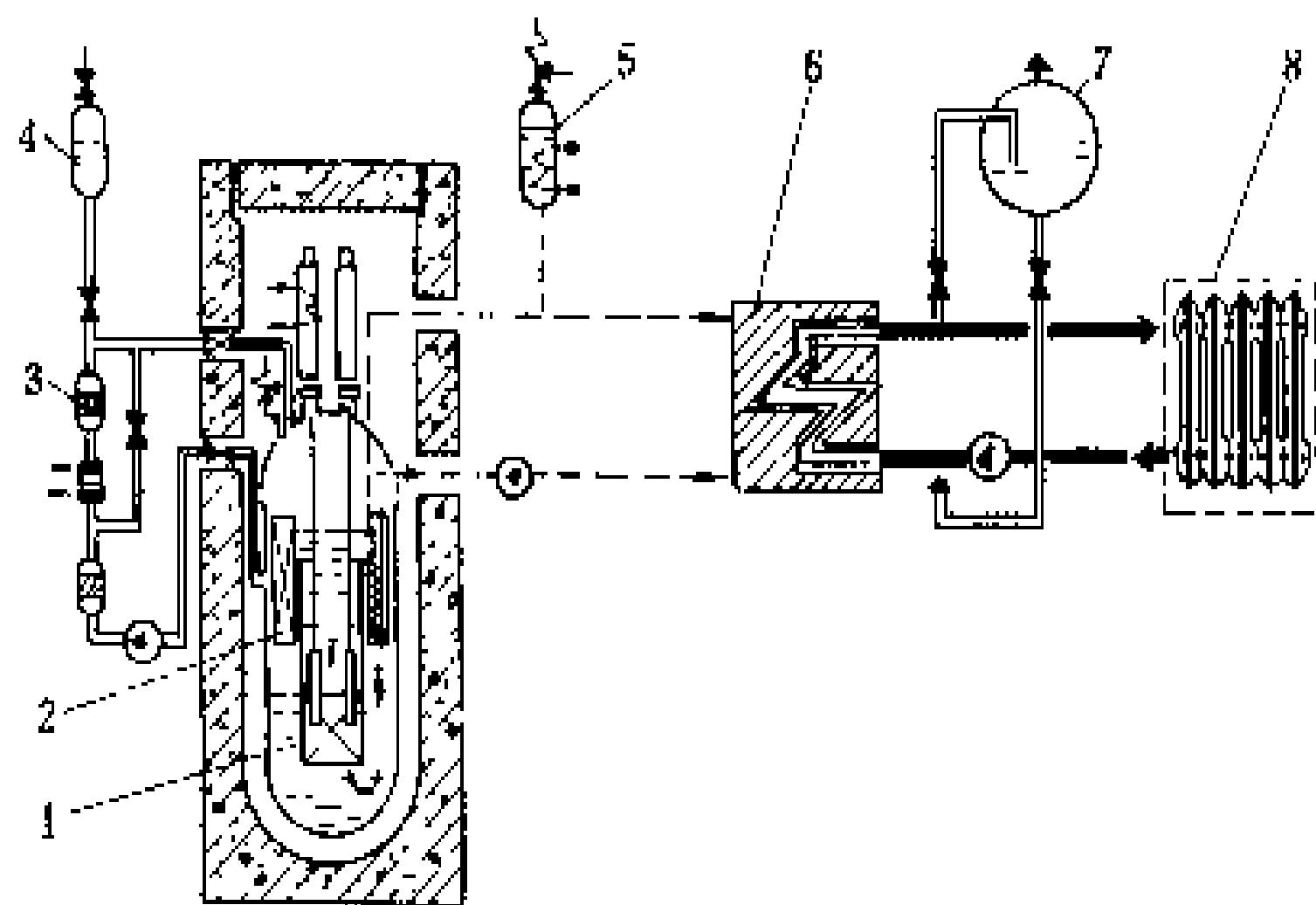


图 3 深水池式低温堆供热系统示意图

- 1—堆芯; 2—主换热器; 3—主回路净化系统;  
4—注硼停堆系统; 5—稳压器; 6—热网加热器;  
7—事故冷却系统水箱; 8—热用户

到池底部重新进入堆芯。这种堆的三回路出口水温在 90℃ 左右。深水池堆的结构特别简单, 造价较低, 适于中、小型热网用。池式堆具有良好的安全性, 并已在实践中由全世界百余座池式试验堆多年的安全运行记录所确证。

高温核供热与高温气冷堆 多数耗能工业, 如石油开采与炼制、煤的气化与液化、某些化工工艺、水的化学热分解 (制氢)、气体还原法炼铁等, 需用 300℃ 以上的工艺热, 甚至高达 1000℃。在这些工业中利用核能, 可以节约大量化石燃料, 并提高能源利用效率。能够提供高温工艺热的理想堆型, 就是高温气冷堆。在其中核燃料制成颗粒状, 用几层热解碳紧密包覆, 其直径不到 1mm。将上万粒这样的小颗粒燃料与石墨粉压制球形或柱形, 就构成了全陶瓷体的燃料元件。高温气冷堆的燃料元件有球状 (直径约 60mm) 与棱柱状两种, 其基本特性相同, 即可耐高温到 600℃ 左右还不会引起包覆颗粒大量破裂的事故。因此, 高温气冷堆的氦冷却剂出口温度可达 1000℃, 而且在堆体失压失冷后, 如果堆芯直径不太大, 燃料的衰变热完全可以通过热辐射与热传导散入周围的环境而不致使燃料颗粒破坏, 故高温气冷堆又是具有固有安全性潜力的供热堆型, 也可以建造在工业区或城市附近 (见高温气冷堆核电厂)。

(吕应中)

hening guoji huiyi

核能国际会议 (international conference on nuclear energy) 为促进核能的和平利用和开展国际合作, 自 1955 年以来, 先后召开了多次世界性核能会议, 其中规模最大、影响最广的会议是在日内瓦召

开的第一、二、三、四届和平利用原子能国际会议。

第一届和平利用原子能国际会议 世界上最早举行的大型国际核能会议。它由联合国主持于1955年8月8~20日召开。来自73个国家、地区和8个联合国专门机构的代表905人参加了大会。大会主席为印度的巴巴(H. J. Bhabha)。大会包括全会和核物理与反应堆,化学、冶金与工艺,以及医学、生物与放射性同位素等三个专门会议。会议期间举办了原子能和平利用展览会。提交大会的论文共1067篇,会议录共16卷。

第二届和平利用原子能国际会议 由联合国主持于1958年9月1~18日召开,其规模为第一届大会的2倍,来自69个国家、地区和9个专门机构的代表和顾问2692名、观察员3651名和新闻界代表911名出席了大会。大会主席为法国原子能委员会的佩林(M. F. Perrin)。大会包括全会和物理(含聚变),反应堆,化学,同位素与辐射防护,原材料、冶金与反应堆工艺等五个平行举行的技术会议。会议期间举办了科学展览会,展品包括运行的反应堆、聚变实验装置、核燃料的生产与处理技术演示、放射性同位素应用演示、加速器及其他机械模型等,参观人数达10万余人。提交大会的论文共2135篇,其中在会上宣读的有714篇,会议录共33卷。

第三届和平利用原子能国际会议 由联合国与国际原子能机构联合主办,于1964年8月31日~9月9日召开,大会主席是苏联的叶迈利耶诺夫(V. S. Emelyanov),主要讨论核能作为能源的各种技术问题和经济问题。提交大会的论文共747篇,其中在大会上宣读的有358篇,会议录共16卷。

第四届和平利用原子能国际会议 由联合国与国际原子能机构联合主办,于1971年9月6~16日召开,大会主席是美国西博格(G. T. Seaborg)。参加会议的代表、观察员及新闻记者共4000余人,分别来自76个国家、地区和9个联合国专门机构。大会讨论的主要议题为核动力、燃料与核材料、同位素与辐射、国际问题与管理问题、保健安全与法律问题、发展中国家特别感兴趣的问题等六个方面。大会发表的论文共514篇,会议录共15卷。

其他核能国际会议 继四届日内瓦会议之后,随着核能和平利用的开展,有关核能的各种国际会议日益增多(见表),国际原子能机构是各种核能国际会议的主要组织者,其出版的季刊《原子能会议》(Meetings of Atomic Energy)定期报道世界各地计划召开的有关核能及其和平利用方面的各类会议、展览会及培训班。据该刊报道,1989年世界各地召开的各种核能会议约500个。在中国召开过多次核能国际学术会议,如1987

年在北京召开的第6届太平洋地区核能会议,1988年在北京召开的压力容器技术国际会议和核医学国际学术会议等。

四届日内瓦会议后举行的  
主要核能国际会议

会议名称	会议日期	会议地点
核动力与燃料循环国际会议	1977	奥地利萨尔茨堡
核动力经验国际会议	1982	奥地利维也纳
核动力性能与安全国际会议	1987	奥地利维也纳
联合国推进核能和平利用国际合作会议	1987	瑞士日内瓦
核燃料后处理与废物管理国际会议	1987	法国巴黎
核动力厂水化学国际会议	1988	日本东京
核能辐射防护国际会议	1988	
热堆安全国际会议	1988	
放射性废物管理国际会议	1989	
反应堆工艺结构力学国际会议	截止1989年底已召开10次会议	
等离子体物理与受控核聚变研究国际会议	截止1989年底已召开12次会议	

(黄昌泰)

核能教育

(education for nuclear energy)

核能利用所需各种核专业人才的培养和训练,包括学校教育和在职培训。

教育机构 中国设置核工程与核科学技术领域内有关专业的大学有:北京大学、清华大学、上海交通大学、西安交通大学、天津大学、复旦大学、南开大学、南京大学、四川大学、兰州大学、中国科技大学、白求恩医科大学、苏州医学院、哈尔滨船舶工程学院、华东地质学院、衡阳工学院、成都地质学院等。

研究生的培养除在上述大学和学院中进行外,中国核工业总公司所属科研院所也承担一定任务。这些院所包括中国原子能科学研究院、北京核工程研究设计院、核工业西南物理研究院、上海核工程研究设计院、核工业理化工程研究院、中国核动力研究设计院、中国辐射防护研究院、核工业北京地质研究院、核工业北京化工冶金研究院等。上述院所的研究生的前期教育,主要由核工业总公司研究生部承担。

核工业管理干部学院承担核电工程管理人才的培训任务。武汉核动力运行研究所、秦山核电公司和广东



核电合营公司等设有核电运行培训中心。中国核工业系统的企业和事业单位还举办职工大学、职工中专。在许多地区还设有全日制中等专业学校和技工学校，培养核工业所需要的中级技术人才和技术工人。

**专业设置** 核能利用是一项内容广泛的综合性新技术，因此核能专业包含的种类很多，其中除一批新专业外，还有不少原有专业的更新或添设的专门化。因此，在核能教育体制上，既有专门设置的核能系科，也有原有专业中的专门化或后续学位课程。中国主要采用设置专门系科的制度培养核能干部，这样便于集中资源于短期内达到较高的水平；其他国家也有采用在原有系科（如物理、机械、电机等系）中增加核能专门化或后续学位课程以培养核能干部的。

**核能专业的范围**主要包括：原子核物理、等离子体物理、加速器、核电子学、放射化学、放射生物学、放射医学、核反应堆工程、核动力装置、同位素分离、核辐射屏蔽及安全、核材料、放射性地质、放射化工等。核能专业的数目随核工业发展的水平与需要而变化。中国在20世纪50年代末设置了32个专业，60年代中合并为25个，90年代随经济与教育制度的改革又有所变化。

**教育内容** 由于核能技术的新颖性与综合性，核能各专业的课程设置一般比原有的类似专业更为广泛与庞杂，既要求有宽广而坚实的基础训练，又要求有全面与深入的专业知识。特别是工科专业，一般要求兼有理科与工科两方面的训练，即教学计划中既包括相当于理科水平的数理化与核物理或放射性课程，又包括工科全部的技术基础课、专业课、课程设计与生产实习，故课程特别繁重。中国核能教学计划，在20世纪50~60年代中主要借鉴苏联经验，以后逐渐形成自己的特色，即重视理论基础，强调理论与实践相结合，促进学生德智体全面发展。在教材建设方面，到1993年为止，已编写与出版核专业教材135种，基本上满足了核能教育的需要。

**实验条件** 由于核反应具有放射性等特点，核能教育的实践环节不可能在普通实验室内进行，而必须设置专门的实验室，除核电子学、核物理、核化学或放

射化学等基础实验室外，还需要有大型加速器、研究反应堆、放射性热实验室、试验性聚变装置等昂贵的实验装置。这些实验设施需要大量投资与高水平的技术，因此核能教育的成本很高。许多大学都与拥有这些设施的国家研究院所合作，利用其实验条件（见核电科学研究）来培养人才。有些大学，如清华大学、北京大学、四川大学、复旦大学和兰州大学等，拥有自己的粒子加速器与研究反应堆。在三里岛核电厂事故后，全范围仿真机成为必不可少的核电厂运行人员培训工具。中国大亚湾核电厂设置有这种仿真机。

（吕应中 柴启蓬）

heneng xueshu qikan

**核能学术期刊** (journal of nuclear science and technology) 早期刊载核科技文献的期刊数量不多，主要有美国出版的《放射学》、《核子学》，英国出版的《英国放射学杂志》等（见表1）。50年代以来，随着核能和平利用的开展，核能学术期刊的数量不断增加。目前，国际上刊载核能及其和平利用方面文献的期刊约5000余种。年刊载10篇以上核能文献的期刊有600余种，其中美国出版的达150余种，苏联出版的80余种，日本出版的70余种。专门刊载核能及其和平应用方面文献的期刊有250余种，如美国出版的《核科学与工程》、《原子能法杂志》、《聚变能杂志》、《核材料管理》、《核安全》、《核新闻》，英国出版的《国际核工程》，苏联出版的《原子能》、《原子能电站》，法国出版的《核法律通报》，荷兰出版的《核工程与设计》以及中国出版的《核动力工程》等。核能学术期刊报道的专业范围涉及中子物理与核物理、等离子体物理与聚变、放射化学与核化学、辐射化学、核燃料与核材料、同位素与辐射的应用、核医学与放射生物学、保健、辐射防护与剂量学、核安全与环境科学、反应堆与核电厂、废物管理、核仪器仪表以及核能的经济、法律及其他问题等。主要的核能学术期刊见表2。核能领域的检索期刊主要有国际原子能机构出版的《INIS原子索引》、美国出版的《能源研究文摘》及中国出版的《中国核科技文摘》等（见表3）。

表1 早期主要核能学术期刊

出版国家	期 刊 名 称	创刊年	刊期
美国	物理评论 (Physics Review)	1915	月刊
	放射学 (Radiology)		
	原子科学家通报 (Bulletin of Atomic Scientists)	1945	月刊
	应用物理学杂志 (Journal of Applied Physics)	1931	月刊

续表

出版国家	期 刊 名 称	创刊年	刊期
美国	化学物理学杂志 (Journal of Chemical Physics)	1933	半月刊
	美国 X 射线与镭疗法杂志 (American Journal of Roentgenology and Radium Therapy)		月刊
	核子学 (Nucleonics)		
英国	英国放射学杂志 (British Journal of Radiology)	1929	
法国	原子 (Atomes)	1948	
	原子与辐射 (Atomes et Radiations)		

表 2 主要核能学术期刊一览表

出版地	期 刊 名 称	创刊年	刊期
美国	物理评论: C 辑: 核物理 (Physics Review C: Nuclear Physics)	1970	月刊
	D 辑: 粒子与场 D: Particles and Fields)	1970	半月刊
	原子与核数据表 (Atomic and Nuclear Data Tables)	1965	月刊
	核科学与粒子科学年度评论 (Annual Review of Nuclear and Particle Sciences)	1951	年刊
	电气和电子工程师学会核科学会刊 (IEEE Transactions on Nuclear Science)	1954	双月刊
	核电厂杂志 (Nuclear Plant Journal)		双月刊
	原子能法杂志 (Atomic Energy Law Journal)	1959	季刊
	辐射防护管理 (Radiation Protection Management)	1984	季刊
	辐射研究 (Radiation Research)		
	核科学与工程 (Nuclear Science and Engineering)	1956	月刊
	核技术 (Nuclear Technology)	1971	月刊
	聚变 (Fusion)	1975	10 期/年
	聚变技术 (Fusion Technology)	1981	双月刊
	聚变能技术 (Journal of Fusion Energy)	1982	季刊
	等离子体化学与等离子体物理 (Plasma Chemistry and Physics)	1981	季刊
	核医学科学 (Science in Nuclear Medicine)	1971	季刊
	核医学杂志 (Journal of Nuclear Medicine)	1960	月刊
	核医学技术杂志 (Journal of Nuclear Medicine Technology)	1963	季刊
	美国核学会会刊 (Transactions of American Nuclear Society)	1958	季刊
	核废物与化学废物管理 (Nuclear and Chemical Waste Management)	1979	季刊
	核材料管理 (Nuclear Materials Management)	1973	季刊
	核材料管理研究所杂志 (Journal of the Institute of Nuclear Materials Management)	1972	季刊
	核安全 (Nuclear Safety)	1959	双月刊
	核新闻 (Nuclear News)	1958	月刊
英国	粒子与核物理进展 (Progress in Particle and Nuclear Physics)	1978	半年刊
	物理学杂志 (Journal of Physics)		
	G 辑: 核物理与粒子物理 (G: Nuclear and Particle Physics)	1975	月刊
	核能进展 (Progress in Nuclear Energy)	1977	双月刊
	英国放射学会杂志 (British Journal of Radiology)		
	辐射防护剂量学 (Radiation Protection Dosimetry)	1981	月刊

续表

出版地	期 刊 名 称	创刊年	刊期
英国	辐射效应 (Radiation Effects)	1969	64 期/年
	辐射防护通报 (Radiation Protection Bulletin)		
	核工程师 (Nuclear Engineer)	1959	双月刊
	国际核工程 (Nuclear Engineering International)	1956	月刊
	等离子体物理杂志 (Journal of Plasma Physics)	1967	双月刊
	等离子体物理与受控聚变 (Plasma Physics and Controlled Fusion)	1959	月刊
	国际放射生物学杂志 (International Journal of Radiation Biology)		季刊
	核医学快讯 (Nuclear Medicine Communications)	1980	月刊
	应用辐射与同位素 (Applied Radiation and Isotopes)	1956	月刊
	标记化合物与放射性药物杂志 (Journal of Labelled Compounds and Radiopharmaceuticals)		月刊
	原子 (Atom)	1956	月刊
	核医学与生物学 (Nuclear Medicine and Biology)		
	环境放射性杂志 (Journal of Environmental Radioactivity)	1984	双月刊
	辐射物理与辐射化学 (Radiation Physics and Chemistry)	1969	月刊
	燃料循环评论 (Fuel Cycle Review)	1990	年刊
	核径迹与辐射测量 (Nuclear Tracks and Radiation Measurements)	1979	8 期/年
	辐射防护杂志 (Journal of Radiation Protection)	1981	季刊
苏联	基本粒子与原子核物理 (Физика Элементарных Частиц и Атомного Ядра)	1970	双月刊
	核物理 (Ядерная Физика)	1965	月刊
	国外核技术 (Атомная Техника за Рубежом)	1957	月刊
	原子能 (Атомная Энергия)	1956	月刊
	原子能电站 (Атомные Электрические Станции)		
	等离子体物理 (Физика Плазмы)	1975	月刊
	医学放射学 (Медицинская Радиология)	1956	月刊
	放射化学 (Радиохимия)	1959	双月刊
	放射生物学 (Радиобиология)	1961	双月刊
日本	核科学技术杂志 (Journal of Nuclear Science and Technology)	1964	月刊
	火力原子力发电 (The Thermal and Nuclear Power)	1950	月刊
	日本原子力学会杂志 (Journal of the Atomic Energy Society of Japan)	1959	月刊
	辐射研究杂志 (Journal of Radiation Research)	1960	季刊
	原子力工业 (Nuclear Engineering)	1955	月刊
	核融合研究	1958	月刊
	放射性同位素 (Radioisotopes)	1951	月刊
	放射线化学	1966	半年刊
	原子力委员会月报	1956	月刊
	日本原子工业 (Atoms in Japan)	1956	月刊
联邦德国	核技术 (Kerntechnik)	1959	月刊
	欧洲放射学杂志 (European Journal of Radiology)	1981	季刊



续表

出版地	期 刊 名 称	创刊年	刊期
联邦德国	聚变 (Fusion)		双月刊
	核医学 (Nuclearmedizin)	1959	双月刊
	欧洲核医学杂志 (European Journal of Nuclear Medicine)	1976	月刊
	原子能经济与原子能技术 (Atomwirtschaft und Atomtechnik)	1956	月刊
	辐射与环境生物物理学 (Radiation and Environmental Biophysics)	1964	季刊
	放射化学学报 (Radiochimica Acta)	1962	8 期/年
民主德国	核能 (Kernenergie)	1958	月刊
	放射生物学与放射治疗学 (Radiobiologia Radiotherapia)	1960	双月刊
	同位素实践 (Isotopenpraxis)	1966	月刊
荷兰	核物理 A 辑和 B 辑 (Nuclear Physics Section A&B)	1956	124 期/年
	核工程与设计 (Nuclear Engineering and Design)	1965	21 期/年
	聚变工程与设计 (Fusion Engineering and Design)	1984	月刊
	核材料杂志 (Journal of Nuclear Materials)	1959	半月刊
法国	核杂志 (Revue Generale Nucleaire)	1975	双月刊
	核法律通报 (Nuclear law Bulletin)		5 期/年
	辐射防护 (Radioprotection)	1966	季刊
	离子辐射: 剂量与防护技术 (Rayonnements: Techniques de Mesure et de Protection)		季刊
	核生物物理学与核医学杂志 (Journal de Biophysique et Medicine Nucleaire)		季刊
	欧洲放射治疗学杂志 (Journal European de Radiotherapie)	1980	季刊
瑞士	欧洲核能 (Nuclear Europe)	1981	月刊
	放射性废物管理与核燃料循环 (Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle)	1979	季刊
意大利	核能 (Energia Nucleare)	1951	月刊
	核医学与相关科学杂志 (Journal of Nuclear Medicine and Allied Science)	1957	季刊
	放射医学 (Radiologia Medica)		
捷克 斯洛伐克	核能 (Jaderná Energie)	1955	月刊
中国	原子能科学技术	1959	双月刊
	原子核物理	1979	季刊
	Chinese Journal of Nuclear Physics	1989	季刊
	高能物理与核物理	1977	双月刊
	辐射防护	1981	双月刊
	核技术	1978	月刊
	辐射技术与辐射工艺学报	1983	季刊
	核化学与放射化学	1979	季刊

续表

出版地	期 刊 名 称	创刊年	刊期
中国	核电子学与探测技术	1981	双月刊
	核科学与工程	1981	季刊
	核动力工程	1980	双月刊
	核聚变与等离子体物理	1981	季刊
	计算物理	1984	季刊
	铀矿地质	1985	季刊
	铀矿冶	1982	季刊
	中华核医学杂志	1981	季刊
	中华核医学与防护杂志	1981	双月刊
	同位素	1988	季刊
	核农学通报	1980	双月刊
	核农学学报	1987	季刊
国际原子能机构	核聚变 (Nuclear Fusion)	1960	季刊
	国际原子能机构通报 (International Atomic Energy Agency Bulletin)	1959	季刊

表 3 主要核能检索期刊一览表

出版地	期 刊 名 称	创刊年	刊期
国际原子能机构	INIS 原子索引 (INIS Atomindex)	1970	半月刊
美国	核科学文摘 (Nuclear Science Abstracts)	1948~1976	半月刊
	能源研究文摘 (Energy Research Abstracts)	1976	半月刊
日本	日本核科学情报 (Nuclear Science Information of Japan)		双月刊
	科学技术文献速报 原子力编 (Current Bibliography on Science and Technology, Nuclear Engineering)	1961	月刊
苏联	文摘杂志 (Реферативный Журнал)		
	22y 原子能 (22y Атомная Энергия)	1955	月刊
	50 核反应堆 (50 Ядерные Реакторы)	1958	月刊
法国	法国核文献索引 (Index de La Litterature Nucleaire Francaise)	1968	半月刊
中国	中国核科技文摘	1985	季刊

(黄昌泰)

heqilunji

核汽轮机 (nuclear steam turbine) 通常指

用于压水堆、沸水堆、重水堆和石墨水冷堆核电厂的饱和蒸汽汽轮机 (见图 1)，其新蒸汽为含微量水分的饱

和蒸汽或微过热蒸汽。对于高温气冷堆核电站和快中子增殖堆核电站，其新蒸汽参数与常规高压火电厂的过热蒸汽参数大致相同，故可直接采用常规火力发电用汽轮机。典型 900MW 压水堆核电站汽轮机主要参数见表。

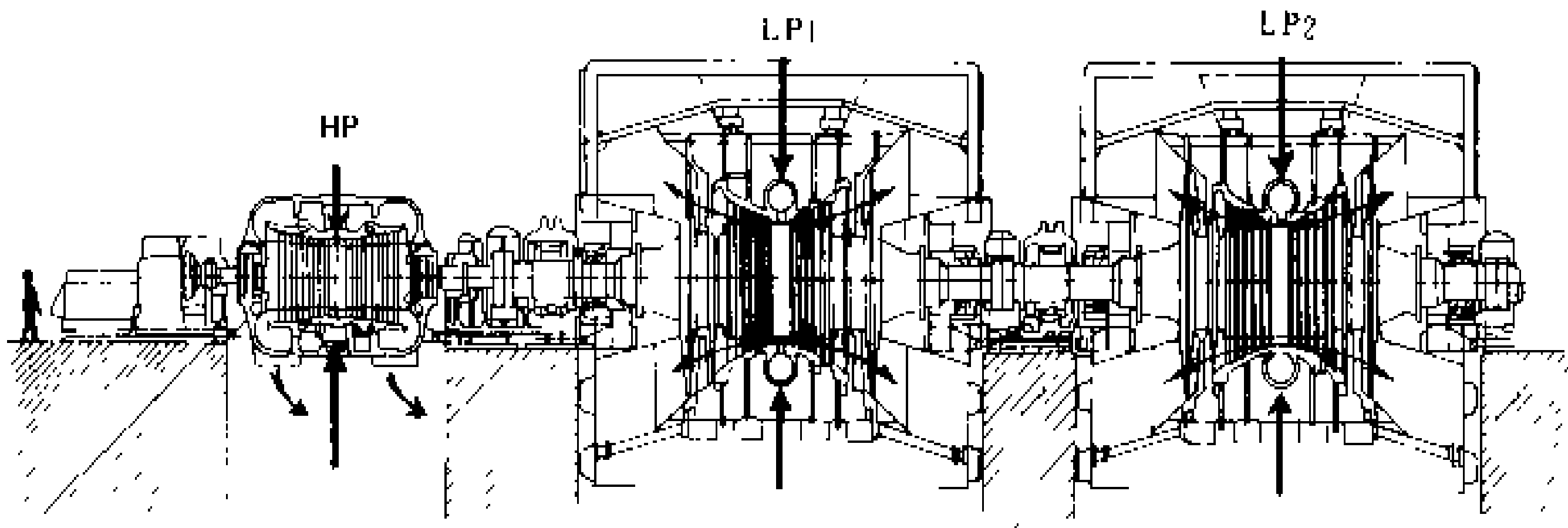


图 1 900MW 核汽轮机

典型 900MW 压水堆核电站汽轮机主要参数表

参 数	1 型	2 型	大亚湾 核电厂
结构参数			
转速 (r/min)	1500	1500	3000
高压缸 (双流) 数目	1	1	1
低压缸 (双流) 数目	3	2	3
末级叶片高度 (mm)	1220	1450	
总长度 (m)	40.40	39.35	
宽度 (m)	11.86	17.97	
高度 (平台以上) (m)	5.58	6.83	
高压转子: 长度 (m)	8.6	8.8	
重量 (t)	47.5	60.0	
低压转子: 长度 (m)	10.6	13.5	
重量 (t)	147	218	
蒸汽参数			
高压缸进汽: 压力 (MPa)	5.15	4.83	6.59
温度 (℃)	266	263	283.4
流量 (kg/s)	1397	1398	1467.32
低压缸进汽: 压力 (MPa)	1.06	1.10	
温度 (℃)	252.1	252.7	
流量 (kg/s)	1033	1028	
凝汽器参数 (开环, 海水)			
蒸汽流量 (kg/s)	840	852	
绝对压力 (kPa)	4.22		7
循环水流量 (m³/s)	37.3		44
循环水温度 (年平均) (℃)	15		23
循环水温升 (℃)	11.5		

续表

参 数	1 型	2 型	大亚湾 核电厂
传热面积 (m²)	48130		
传热管数目	74004		
传热管直径 (mm)	19		

**特点** 核汽轮机使用的新蒸汽通常为压力 5~7MPa、湿度为 0.4%~0.5% 的饱和蒸汽或过热度为 25~30℃ 的微过热蒸汽，其可用焓降仅为常规高温高压火电机组（压力 16~17MPa、温度 500~550℃）的 60% 左右。故核汽轮机新蒸汽的重量流量为同功率常规火电机组的 170%~190%，容积流量为其 250%~350%，排汽容积流量为其 165%~175%。因此，它具有与常规火电厂汽轮机不同的特点：①由于排汽容积流量大，要求增加末级流通截面。一般采用增加流道数目（即增加低压缸数目）和采用半速汽轮机以提高末级叶片高度（全速汽轮机末级叶片高度为 900~1000mm，半速汽轮机末级叶片高度为 1300~1500mm）来满足要求。②由于排汽余速损失对汽轮机效率有较大影响，故有时采用较高的设计背压（6~10kPa），以降低排汽容积流量，从而降低余速损失。③由于新蒸汽容积流量大，核汽轮机高压缸一般采用双流结构，且第一级叶片较高使喷嘴调节困难，故一般采用节流调节。④由于新蒸汽为饱和蒸汽或微过热蒸汽，高压缸大多数级在湿蒸汽区工作，而湿蒸汽中水滴对材料的冲刷腐蚀较为严重，故要求采取机内去湿措施和选用适当的材料（或覆面材料）。⑤甩负荷时，由于庞大的汽水分离再热器、给水加热器和抽汽管道等中间容积内的蒸汽膨胀，以及汽缸壁内表面水膜的蒸发，汽轮机超速可达 25%~30%，故需采取特殊超速保护措施。通常在汽水分离再热器和低压缸之间的再热蒸汽管道上以及在低压给水加热器的抽汽管道上，设置快关蝶阀（大多为两只蝶阀串联），其关闭时间不超过 0.5s，这样有可能将超速限制在 6% 左右。

**设计和结构的特殊考虑** 核汽轮机在设计和结构方面需考虑一些特殊问题。

**转速的选择** 随着汽轮机功率的增大,末级叶片增高受材料许用应力的限制,而提高背压降低排汽容积流量又将使机组热效率降低。因此,70年代起600MW以上的核汽轮机大多采用半速,即对50Hz的电力系统为1500r/min,对于60Hz的为1800r/min。采用半速后,在相同的许用应力条件下低压转子直径和末级叶片高度均可增大,由此可获得4倍的末级流通截面,解决了全速汽轮机的上述难题。但半速汽轮机的尺寸大、重量重,造价要比同功率的全速汽轮机高60%左右。故80年代起,具有50Hz电力系统的西欧国家又趋向于发展大功率的全速汽轮机。目前,1000MW级轻水堆核电厂已有7台3000r/min的核汽轮机投入运行,其中最大的是瑞士格拉本(Graben)沸水堆核电厂的1200MW核汽轮机。中国大亚湾核电厂900MW核汽轮机亦采用3000r/min。

**分缸压力** 核汽轮机通常分高压和低压两段,高压缸出口压力一般为 $(0.10 \sim 0.15) p_0$  (新蒸汽压力),即0.7~1.1MPa。分缸压力选择的原则是使高压缸排汽湿度不超过12%~14%,并考虑汽水分离再热器的运行条件,使经分离再热后的低压过热蒸汽在低压缸作功后,乏汽湿度亦不超过12%~14%。

**低压缸的运行工况**与常规汽轮机的低压段相近似。但半速核汽轮机的低压缸因体积庞大,通常采用双层内外缸结构,以降低汽缸的热应力和螺栓应力。

**汽水分离再热器** 1000MW级核汽轮机通常设置2台或4台汽水分离再热器,作为机外去湿装置。该装置通常为巨大卧式容器,内设汽水分离器和蒸汽再热器。分离器结构通常为多层不锈钢人字形带钩波纹板,高压缸排汽经分离器后含水分0.5%~1.0%。再热器通常为两级管式,采用低肋鳍片不锈钢管,加热蒸汽在管内流动,被加热蒸汽在管外流动。第一级用高压缸抽汽加热,第二级用新蒸汽加热。经两级加热后的低压过热蒸汽温度低于新蒸汽温度10~20℃。

**机内去湿措施** 通常采取下列措施以防止湿蒸汽中水滴对汽轮机部件的冲刷和侵蚀:①在动叶片蒸汽入口侧的背弧上开齿形沟槽,利用动叶片旋转的离心力,将凝结在叶片表面上的水膜顺着齿形沟槽沿圆周方向甩出,进行汽水分离(图2)。②在隔板和叶片围带之间设置环状去湿腔和疏水孔,有效地排出湿蒸汽中的水分。③隔板采用中空静叶片,在静叶片背弧上开槽,水分经槽进入中空叶片内腔,一般抽入凝汽器(图3)。④在低压缸末级和次末级动叶片顶端蒸汽入口处镶嵌硬质合金或经特殊热处理,以防冲刷腐蚀。⑤在中分面等密封面上堆焊高铬钢等抗腐蚀材料,以防止泄

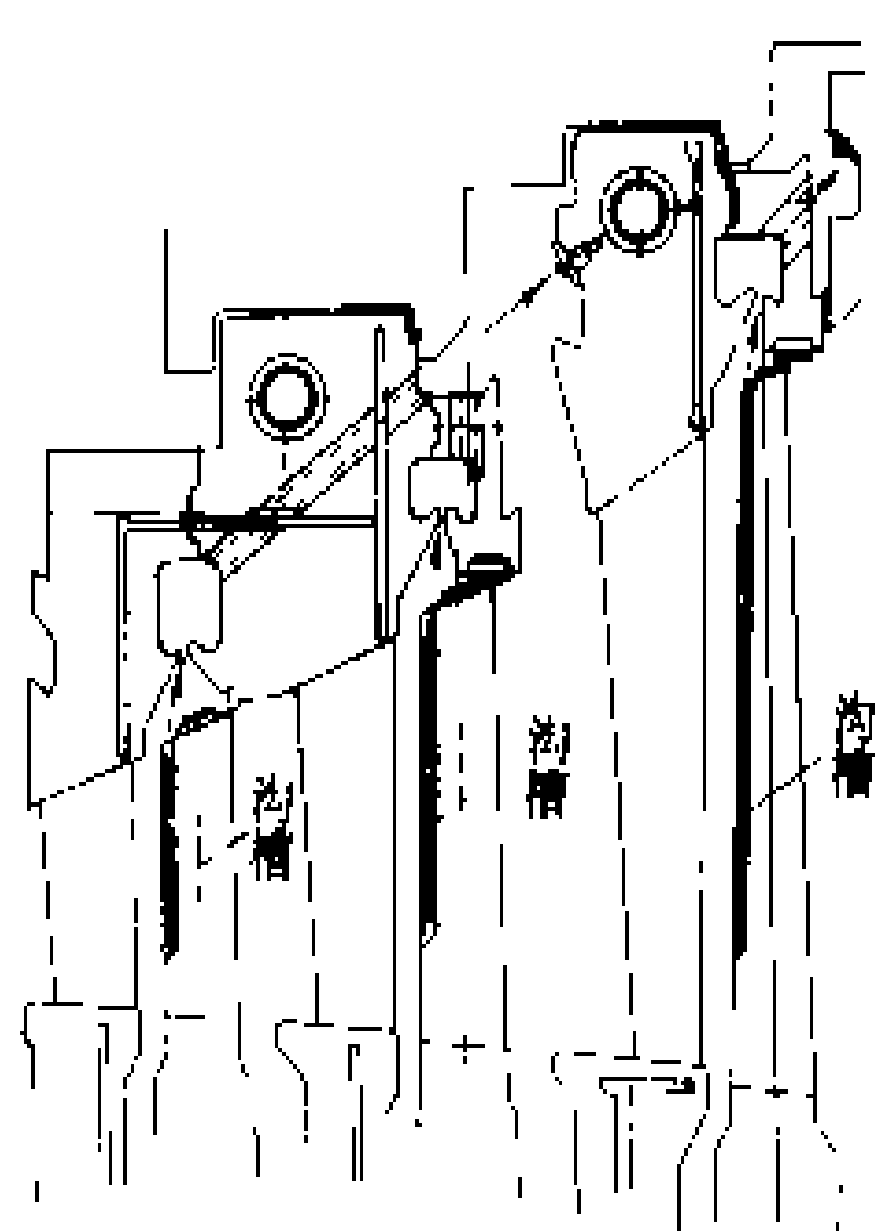


图2 动叶片背弧上的沟槽去湿装置

漏蒸汽中水分的侵蚀。

组的凝汽器一样,循环水分为对称的两半流道,使汽轮机在降低功率运行时可以关闭一半流道进行管板和传

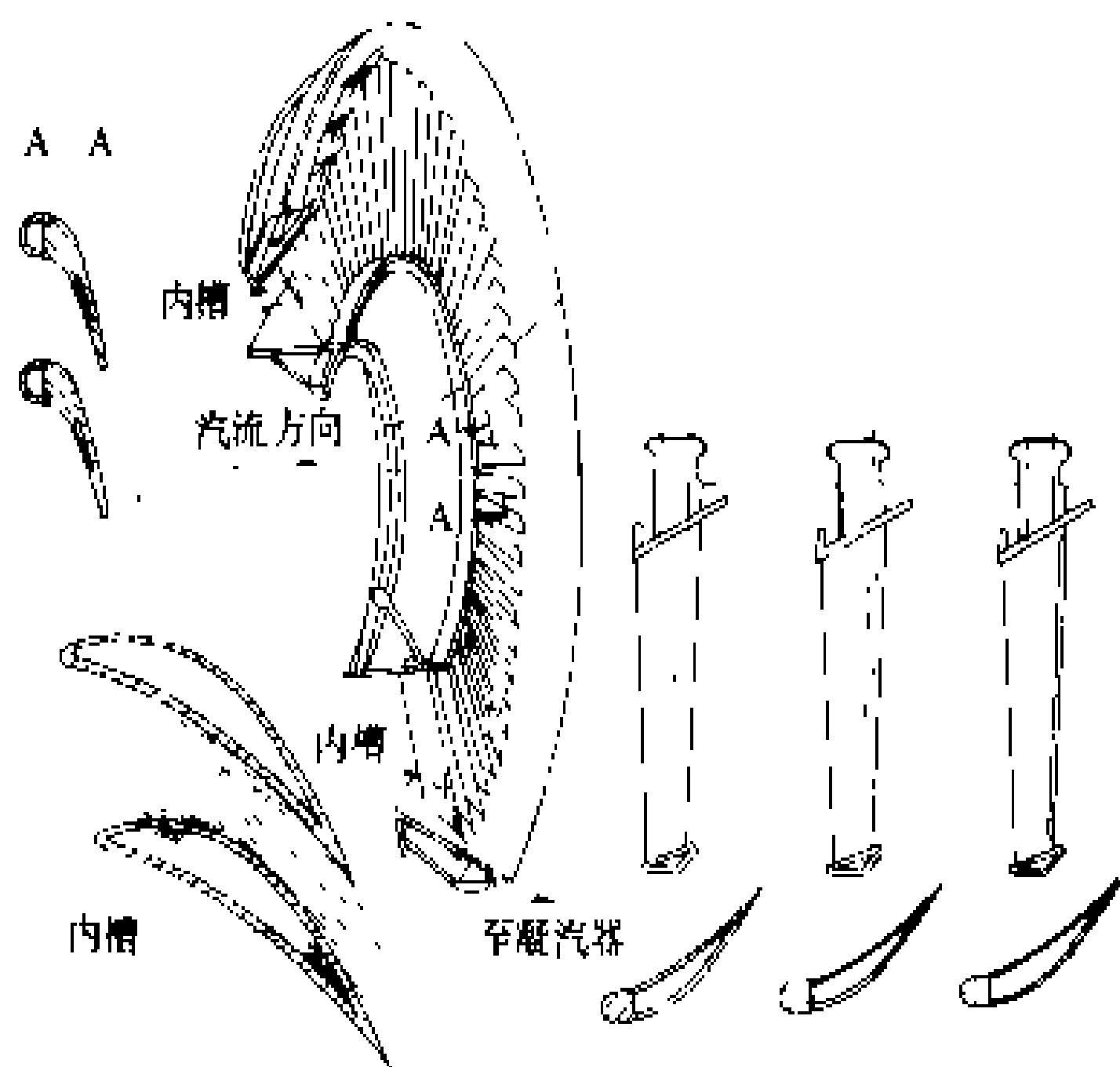


图3 静叶片中空内槽式去湿装置

热管的清洗。为提高凝汽器的可靠性,防止凝汽器传热管腐蚀,一些海水冷却的核电厂采用钛管作为传热管;为便于监测传热管或管子管板接头泄漏,多采用双层管板结构。

**调节系统** 通常采用电液调节系统。该系统由电子式调速器、电液转换器和液压执行机构组成,有灵敏度高、动作快、液压执行机构作用力大并便于双向控制等优点。近年来,将微处理机用于电液调节系统,使其灵敏度及稳定性都有更大提高。

(叶振德 朱文煜)

heranliao

**核燃料** (nuclear fuel) 含有易裂变核素,用以在反应堆内能实现自持核裂变链式反应,同时连续释放出核能的材料。核燃料构成反应堆堆芯最重要的功能性(释热)部件,它必须长期适应堆芯苛刻的运行

条件。一座既安全、经济，又高效的核动力反应堆必须采用可靠、低成本和性能优越的核燃料。

**发展简史** 原则上反应堆既可采用液体核燃料也可采用固体核燃料。早在 20 世纪 40 年代初，从提高功率密度、加深燃耗考虑，曾开展过液体核燃料的研究，并先后在 1944 年、1952 年和 1958 年建成了以硫酸铀酰为燃料的 HYPO、HRE-1 和 HRE-2 堆。后因遇到容器、管道严重腐蚀和燃料沸腾等问题而相继被拆除或停止运行。故至 90 年代唯有固体核燃料得到了广泛的应用和发展。从 1942 年 E. 费米 (Enrico Fermi) 用金属铀和八氧化三铀建成世界上第一座核反应堆起，核反应堆的用途已从生产 (铀、同位素)、试验 (科学研究) 过渡为主要是提供核动力 (发电)，固体核燃料也随着经历了由金属铀 (含铀合金) 向含铀 (铀) 陶瓷转变的过程。在核反应堆发展初期，一大批铀生产堆，如 1944 年美国汉福特 (Hanford) 和苏联乌拉尔 (Урал) 的石墨堆均选用金属铀作为燃料。到了 50 年代后期，随着军事和电力的需要很快发展了舰艇动力堆和核电力堆，1957 年希平港 (Shippingport) 核电厂率先应用了二氧化铀。到了 70 年代，又大力开发碳化铀、氮化铀等陶瓷燃料。在此期间，还出现了一种将合金或陶瓷燃料的颗粒分散在金属或石墨基体中的弥散燃料，分别用于材料试验堆 (MTR) 和圣·符仑堡 (Ft. St. Vrain) 高温气冷堆。为满足快中子增殖堆的需要，又研制出铀铀混合陶瓷燃料，1967 年狂想曲 (Rapsodie) 快中子实验堆领先使用了 (U, Pu) O<sub>2</sub>，1986 年快中子增殖试验堆 (FBTR) 首先采用了 (U, Pu) C。90 年代，美国又推出铀—铀—锆合金作为一体化快中子堆 (IFR) 的燃料。

**资源和生产** 目前实际可用的易裂变核素有 <sup>233</sup>U、<sup>235</sup>U 和 <sup>239</sup>Pu。天然铀是 <sup>235</sup>U、<sup>238</sup>U 和 <sup>234</sup>U 的混合物，其中 <sup>234</sup>U 和 <sup>235</sup>U 的含量分别占 0.006% 和 0.71%，其余是 <sup>238</sup>U。<sup>233</sup>U 和 <sup>239</sup>Pu 在自然界几乎不存在，但可以用 <sup>232</sup>Th 和 <sup>238</sup>U 为原料在核反应堆中靠 <sup>235</sup>U 裂变时放出的中子来生产。<sup>232</sup>Th 和 <sup>238</sup>U 因此称为可转换核素。所以天然铀是最基本的核燃料。铀的蕴藏量并不丰富，在地壳中含量为四百万分之一，而且富铀矿相当少。核燃料的生产由铀矿石开采和加工、铀化学浓缩物的提纯、铀的富集 (指 <sup>235</sup>U)、燃料元 (组) 件制造、辐照转换、核燃料后处理及放射性废物处理等环节组成。这些环节中的某些环节技术复杂，投资极高；再加铀矿品位很低，形态多样，另由于铀的化学活性和放射性，核燃料的生产还需采用特殊措施——所有这些因素使得核燃料的制造要耗用相当大的费用。

**类别和特点** 核燃料工作在反应堆内高温、强辐照和冷却剂等介质的腐蚀等运行条件下，一般将核燃

料装入由金属或合金制成的包壳内，两端焊接密封做成燃料棒，再组装成燃料组件后在堆内使用。固体核燃料可分为金属、陶瓷和弥散体三类。

**金属燃料** 指金属形式的核燃料，主要是金属铀及铀合金。它们的优点是有足够高的密度，较高的热导率，易于加工。但铀的熔点低，又有三种同素异形转变；其两种低温相 (称 α 相和 β 相) 有复杂的晶体结构，引起明显的各向异性；在辐照下产生严重的生长、变形和肿胀；在高温下，会与多种金属包壳发生反应。所有这些缺点，各种铀合金也不能从根本上予以克服。所以它们只能用作低温、低功率密度和低燃耗的石墨或重水慢化的生产堆和试验堆的燃料。

**陶瓷燃料** 由难熔化合物组成的核燃料，铀 (或铀) 的氧化物、碳化物和氮化物均是。它们具有陶瓷的共同优点，尤其是二氧化铀，其熔点高，热稳定性和辐照稳定性好，与包壳和冷却剂的相容性较好，有利于加深燃耗。二氧化铀的缺点是热导率太低，在使用时其中心温度高达 1973K 以上，并产生肿胀、密实化、裂变气体释放及芯块开裂等，但通过对燃料棒设计的改进，经大量的辐照试验表明：以锆合金为包壳的二氧化铀燃料棒能在 16.5MPa、623K 的水中长期可靠地使用。因此它是目前两种主要动力堆——压水堆和沸水堆所广泛使用的核燃料。

与二氧化铀的性能相类似的铀铀混合陶瓷燃料 (MOX 燃料) 含有易裂变核素 <sup>239</sup>Pu 和可转换核素 <sup>238</sup>U，可用作快中子增殖堆和热中子堆的核燃料，在快堆中使用时还可增殖核燃料。目前，这种核燃料与奥氏体不锈钢组成的燃料元件已开始在快中子堆中实际应用。根据美、法和比利时等国在热中子堆试用 MOX 燃料的经验，在 5 倍于氧化铀燃料的可达燃耗时，这种燃料仍具有满意的性能。

与氧化物的相比，碳化物、氮化物等陶瓷核燃料含有更高的裂变原子密度。选用这些燃料可减少装料，达到较高的增殖比；其热导率比二氧化铀约高 7 倍，可提高燃料棒的线功率，增大燃料棒直径，从而降低燃料循环成本。因此这些燃料已被公认为性能优越的新型燃料。但它们的制造成本昂贵，辐照经验有限，又无成熟的后处理工艺，目前只有 (U, Pu) C 在低设计参数的 FBTR 快堆中得到使用。

**弥散燃料** 以细颗粒形式弥散在其他材料中的核燃料。这类燃料兼有燃料相和基体相的优点，其特点是借基体的高热导率来提高燃料元件的传热效率；将辐照损伤局限于燃料相内，高强度的基体还可抑制燃料肿胀，因而可达到更深的燃耗。典型的弥散燃料设计有两种。一种是由合金或陶瓷燃料作为弥散相，金属 (含合金) 为基体相组成。如试验堆用的 UAl<sub>3</sub>-Al、U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>-



Al 和动力堆用的  $\text{UO}_2\text{-Zr-2}$  合金(或不锈钢)。另一种以包覆颗粒燃料为弥散相,以石墨为基体相组成。其芯核选用铀的氧化物、碳化物或铀钚(铀钍)的氧化物、碳化物,从内向外涂两层或四层不同厚度的热解碳和碳化硅,然后均匀分散在石墨基体中,压制成燃料球或燃料块而成。已建成的高温气冷堆均采用这种燃料。但这种燃料中基体相所占份额较大,需用高富集度铀。(见高温气冷堆燃料元件制造)

**前景** 近年来,燃料正朝着降低核燃料循环成本、提高堆固有安全性、减少环境污染和增大转换(增殖)比等目标发展。对已经使用的铀燃料,主要通过改进燃料设计和革新制造工艺来提高燃料的使用性能,加深燃料元(组)件的燃耗。用化学凝胶—振动密实工艺制造的氧化物、碳化物燃料,在 7% (原子) 燃耗下其性能与芯块的相同;且肿胀大为降低,可望尚能加深燃耗。在钚的利用方面,推出一种含钚的铀—钍合金。由于加入了钍,提高了固相线温度,又拓宽了  $\gamma$  相区,与 316 不锈钢有更好的相容性。在最近几年内,美国正对此合金在快堆中进行稳态、瞬态辐照试验。从已有结果可以期望这种快堆燃料可以在 14% (原子) 燃耗下安全使用。在 80 年代后期,工业先进国不仅在经济、技术上论证了 MOX 燃料在轻水堆使用的可行性,而且用 MOX 燃料取代了部分氧化铀燃料进行随堆试验。据统计使用铀钚混合燃料在经济上比利用富集铀可节省约 30%。使用经验证明,钚燃料与铀燃料、反应堆系统完全相容,其燃耗可与铀燃料的相比拟。同时由于商用快堆引入日期的推迟,可以预料,MOX 燃料在轻水堆中全面利用已为期不远了。关于能否用 Purex 工艺处理 MOX 乏燃料的问题尚需进行验证。

钍的转换正以 (U, Th)  $\text{C}_2$  颗粒弥散在石墨基体内形成的弥散燃料在高温气冷堆作尝试。因铀—钍循环仍存在众多的技术关键,肯定在这些难题被解决之前, $^{233}\text{U}$  燃料的利用不会提到日程上来。然而,铀、钚燃料沿着多种途径向多种目标的发展仍方兴未艾。

#### 参考书目

长谷川正义,三岛良绩.核反应堆燃料手册.孙守仁等译.北京:原子能出版社,1987(长谷川正義,三島良績.原子炉材料ハンドブック.日刊工業新聞社,1977)

(李文瑛)

使反应堆不再能维持临界,因此核燃料使用到一定程度必须更换。经反应堆辐照后卸下的燃料也称为乏燃料或辐照过的燃料。

核燃料后处理的主要目的是:①回收剩余的和新生的易裂变材料 $^{235}\text{U}$ (铀)、 $^{233}\text{U}$ 及 Pu(钚)和可转换材料 $^{238}\text{U}$ 或 $^{232}\text{Th}$ (钍);②去除放射性的和中子吸收截面大的裂变产物;③提取有用的裂变产物,如 $^{90}\text{Sr}$ (锶)、 $^{137}\text{Cs}$ (铯)和超铀元素如 Np(镎)、Am(镅)和 Cm(锔)。

核燃料后处理是核燃料循环的重要环节,在核电事业中占有重要的地位。虽然对轻水堆乏燃料也可以采取不进行处理而贮存起来的方案,但无论从经济上或环境安全上考虑,对乏燃料进行处理都是可取的,这是因为(对一座 1000MW 的热中子堆):①可以回收 $^{235}\text{U}$ 来补给新燃料所需的部分富集铀,使天然铀的年供料量从 201t 降至 169t;②每年可以回收钚 244kg 贮存起来,以供将来轻水堆或快中子增殖堆之用;③可以将放射性废物压缩为原体积的 1/3~1/7,以便于运输和贮存。因此从长远看,只有通过后处理才能实现核能资源的充分利用,并减少环境污染。

**发展历史及现状** 后处理技术首先是通过处理生产堆辐照过的燃料以提取军用钚而发展起来的。20 世纪 40 年代中期,美国研制了磷酸钚沉淀流程,并在汉福特(Hanford)工厂投入运行。接着又开发了溶剂萃取流程,先是采用甲基异丁酮为萃取剂的雷道克斯(Redox)流程,并在汉福特厂建成投产。40 年代末,英国研究了用二丁基卡必醇为萃取剂的布特克斯(Butex)流程,在温茨凯尔(Windscale)建厂。1949 年美国又研究出采用一种更好的萃取剂——磷酸三丁脂(TBP)的普雷克斯(Purex)流程,于 1954 年萨凡那河(Savannah River)钚生产厂投入运行。1956 年,汉福特工厂用该流程取代了雷道克斯流程。以后法国在马库尔(Marcoule)钚分离厂和处理轻水堆低浓铀燃料的阿格(La Hague)厂,英国在温茨凯尔厂都采用了普雷克斯流程。1966~1972 年期间,美国的西谷(West Valley)厂和新建的巴威尔(Barnwell)核燃料厂也都采用该流程处理动力堆和民用核电厂的乏燃料。世界其他国家(中国、苏联、印度、联邦德国、意大利、日本)所建立的后处理厂或小型后处理装置基本上都采用了普雷克斯流程。目前普遍认为普雷克斯流程是切实可行、经济可靠的后处理方法,已积累了处理大量生产堆燃料和动力堆氧化物燃料的经验。

对钍燃料的后处理,60 年代初美国研制了采用 TBP 为萃取剂的梭勒克斯(Thorex)流程。并用该流程处理了辐照过的钍燃料。

在此期间,也研究了若干种干法后处理技术,主要

neranliao houchuli

#### 核燃料后处理 (nuclear fuel reprocessing)

对反应堆中辐照后卸下的燃料进行的化工处理。核燃料在反应堆中使用时,由于易裂变材料的消耗、裂变产物及重核素的生成,引起燃料反应性的变化,最终

有以下三种：①高温冶金法——金属燃料的高温处理；②高温化学法——氧化物或碳化物燃料的高温处理；③氟化物挥发法——先将燃料中各种元素转变为氟化物，然后用分馏法分离。与水法相比，干法有可处理深燃耗乏燃料、化学步骤少、减少放射性废液及提高处理批量等优点。但一般说来，干法在铀和钚分离、对裂变产物的去污程度等方面都不如水法，腐蚀问题严重，需用特殊材料，价格昂贵；工程问题较多，维修困难等。故目前仍处于试验研究阶段。

**后处理工艺** 以压水堆低浓铀氧化物燃料的后处理为例，对水法普雷克斯溶剂萃取流程的主要工艺步

骤加以简要叙述。

**乏燃料组成** 乏燃料的组成与进堆核燃料的组成、辐照中子谱、核燃料的比功率及辐照时间和“冷却”时间有关。表中列出了压水堆乏燃料的典型组成。燃料中<sup>235</sup>U的初始含量为3.3%（质量），比功率为30MW/t，燃耗达33000MW·d/t，冷却时间为150天。从表中可见，乏燃料的比活度达 $15.97 \times 10^{10}$ Bq/t，衰变功率大于20kW/t。由于几乎一半的衰变能以γ射线的形式释放，所以乏燃料处理过程及其产生的废物，都要用很厚的防护层屏蔽。

**后处理的要求** 在后处理过程中，乏燃料中各主

压水堆乏燃料的典型组成

组 成	含 量 (g/t)	比活度 ( $\times 10^{10}$ Bq/t)	衰变功率 (W/t)
铀系元素：			
铀	$9.54 \times 10^5$ ( <sup>235</sup> U 0.83%)	15.0	$4.18 \times 10^{-2}$
钍	$7.49 \times 10^2$	66.9	$5.20 \times 10^{-2}$
钚	$9.03 \times 10^3$	$40.0 \times 10^4$	$1.52 \times 10^3$
镅	$1.40 \times 10^4$	$6.96 \times 10^2$	6.11
锔	$4.70 \times 10$	$6.99 \times 10^4$	$6.90 \times 10^2$
小计	$9.64 \times 10^5$	$47.0 \times 10^4$	$8.48 \times 10^3$
裂变产物 (总量)	$3.09 \times 10^4$	$15.5 \times 10^5$	$1.96 \times 10^4$
总计	$9.95 \times 10^5$	$15.97 \times 10^5$	$2.04 \times 10^4$

要成分的分离纯化和回收，必须达到一定的要求：①产品回收率是后处理厂的一项重要的经济指标和技术指标，一般水法流程对铀、钚的回收率分别可达99.8%和99.5%以上。②产品放射性是后处理厂的一项主要质量指标，对产品放射性的要求应根据乏燃料的特性，产品用途，元件再加工技术以及经济、安全等方面综合考虑。通常规定铀产品的放射性应不超过天然铀的放射性（β， $2.48 \times 10^4$ Bq/g；γ， $0.59 \times 10^4$ Bq/g）的2倍，钚产品的放射性要小于 $3.7 \times 10^5$ Bq/g。根据质量指标，一般要求净化系数为 $10^6 \sim 10^8$ 。③后处理的产品，对其他杂质（如磷、硫、硅、钨、铬、钼、钒、铁、镍等）的含量也有一定的要求。

**普雷克斯流程的化学原理** 普雷克斯流程采用稀释过的磷酸三丁酯（TBP）为萃取剂。TBP的化学稳定性好，闪点高，挥发性低，与水仅稍微混溶，处理乏燃料后容易再生可重复使用。为了改善其密度与粘度，需加以稀释。性能最好的稀释剂是正十二烷，比较经济适用的是优质煤油。当TBP与含硝酸的水溶液接触时，它能选择性地萃取铀和钚，而对裂变产物及其他杂质的萃取率很低。因此，通过多级逆流萃取可使铀、钚

与裂变产物分离。另一方面，TBP对三价钚的萃取率很低，选用合适的还原方法将四价钚还原成三价钚，可以实现铀、钚的分离。

**普雷克斯流程的主要工艺步骤** 处理不锈钢包壳或锆合金包壳的压水堆低浓氧化铀燃料的普雷克斯流程主要工艺步骤见图。

（1）去壳和溶解：早期采用化学去壳法，即用适当的化学试剂硫酸和氟化物分别将不同包壳材料（不锈钢和锆合金）溶解。这种方法带来容器腐蚀，大量放射性废液及铀、钚损失等问题。对动力堆乏燃料普遍采用切断浸取法去壳。该法先将燃料切成2~5cm长的短段，再在浸取槽中用硝酸溶解并浸出。溶解时可通入氧气以便干用水吸收为硝酸。对燃耗超过30000MWd/t的乏燃料，可能出现钼、锆、钨、钽和铌等元素的不溶物，其中还含有少量钚，对此需做进一步处理。溶解过程需采用适当方法以确保临界安全。

（2）共去污萃取：由萃取段和洗涤段组成，在萃取段中，铀和钚经30%（体积）TBP—正烷烃稀释剂多级逆流萃取进入有机相；裂变产物基本上仍留在水相萃余液中；锶、钡也进入萃余液中，镅则在两相之间进

行分配。在洗涤段, 用约  $3\text{mol/L}$  的硝酸洗涤来自萃取段的有机相, 在除去其中夹带的裂变产物后, 再返回萃取段。萃取段通常在室温下操作, 萃取设备的物料滞留量要少, 以减少溶剂辐照降解。提高洗涤段的温度有利于除钎。

(3) 铀、钚分离: TBP 对不同价态的钚有不同的萃取能力, 三价钚的分配系数比四价钚低得多。硝酸浓度低时, 三价钚的分配系数更低, 采用适当的还原方法, 将载有铀、钚的有机相中的钚还原成三价而铀仍保持六价, 即可将钚还原反萃而与铀分离。还原剂可用亚铁离子、四价铀、硝酸羟胺。

(4) 铀的纯化: 铀、钚分离后, 铀用稀酸反萃, 再经 1~2 个 TBP 萃取循环纯化, 有时, 还要加一个铀的尾端净化——硅胶吸附步骤。

(5) 钚的纯化: 铀、钚分离后的钚仍含有一定量的铀、镅和裂变产物, 再经过两个萃取循环纯化。反萃时, 可用稀酸 ( $0.35\text{mol/L}$  硝酸) 选择性反萃取钚, 也可用还原反萃。还可采用阴离子交换作为钚的尾端净化步骤。

(6) 溶剂再生返回使用: 处理过大量裂变产物和钚的溶剂必须除去其中所含的裂变产物和降解 (辐照

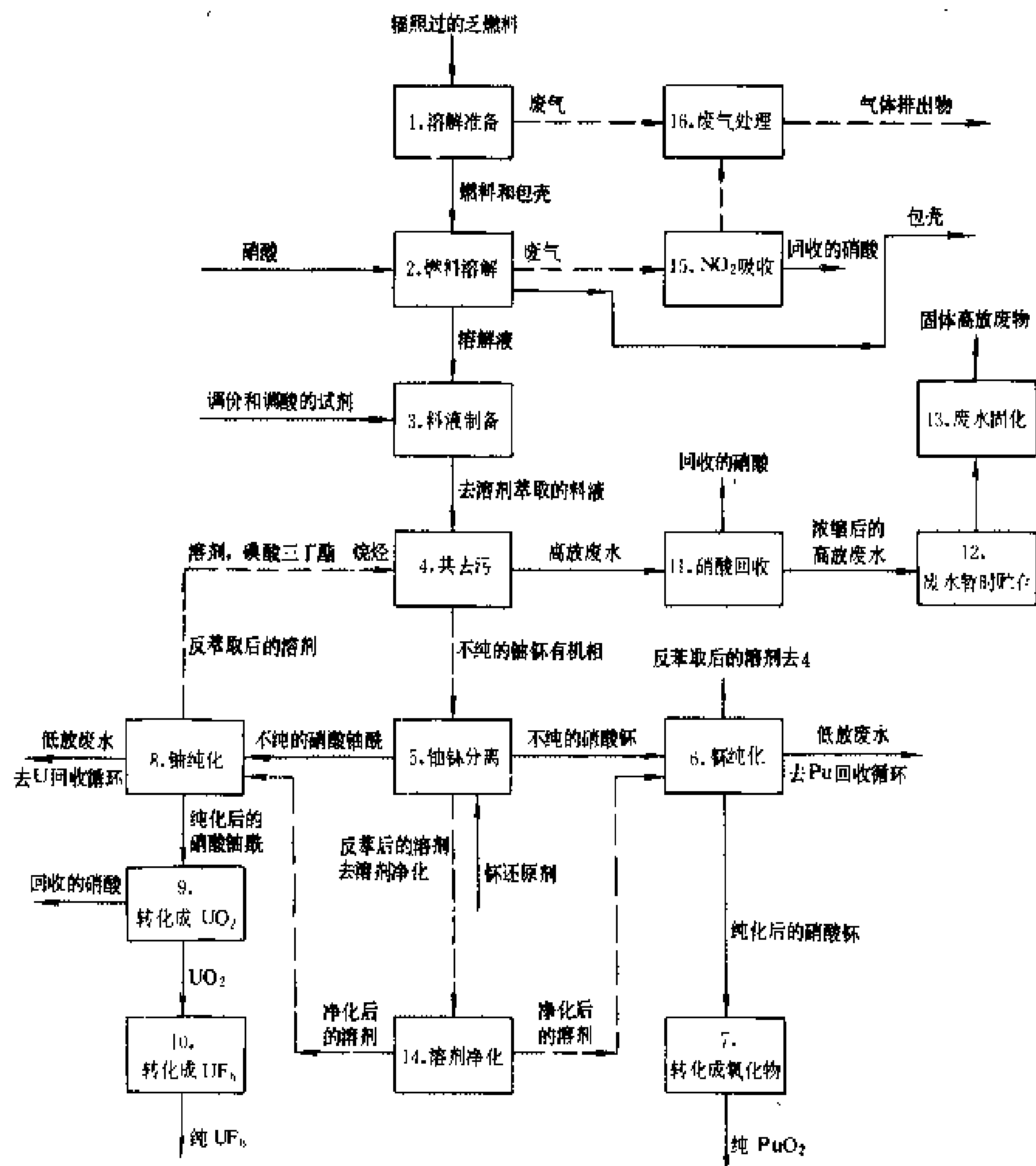
降解和化学降解) 产物, 回收所含铀和钚。常用的溶剂处理方法是洗涤法, 以酸、碱交替洗涤为主, 近年来在研究新的溶剂再生方法。

(7) 废水处理: 后处理过程产生大量多种废水, 放射性废水按其比活度大小分为高放、中放和低放废水, 并可根据含盐量、含酸量进行分类。高放废水多采用蒸发浓缩以待进一步处理。低放废水可采用凝聚沉淀法、离子交换法处理。还可用电渗析法、反渗透法处理。对于放射性水平低于露天水源中最大允许浓度的废水, 可经稀释直接排入江河、海洋。

**展望** 核燃料后处理不仅在实现核燃料循环复用、充分利用核资源方面是必需的, 而且从环境保护和最终安全处置放射性物质方面来看, 也是十分重要的。随着核能利用事业的发展, 要求后处理厂能够接受燃耗深、冷却时间短、比活度大、含钚量高的乏燃料。另一方面, 对后处理的经济性和安全性的要求也越来越高, 对放射性三废的排放标准日趋严格。因此后处理的发展应向这些方面努力。已有成熟经验的水法 TBP 萃取流程 (即普雷克斯流程) 完全有可能用于年处理能力  $1000\text{t}$  以上的大型轻水堆乏燃料处理工厂。需要进一步解决的问题是: 在首端处理方面要发展元件的切断-

浸取技术, 解决不溶颗粒的去除问题; 在溶剂萃取方面要降低溶剂辐照降解, 改善铀、钚分离方法以实现“无盐过程” (即减少废水中的盐分); 在三废方面要减少废液体积, 提高高放废液的固化处理和最终处置技术, 对废气进行有效处理, 减少废液和废气的排放等; 此外铀、钚产品的直接脱硝、溶剂再生新方法也是后处理工艺研究中的新课题。

目前世界各先进国家正考虑快中子增殖堆、高温气冷堆乏燃料的处理, 也是先立足于水法。首先, 经过各自的首端处理, 使燃料转变成硝酸溶液, 然后分别用 TBP 萃取流程 (普雷克斯流程和梭勒克斯流程) 进行处理。当然, 这



Purex 流程的主要工艺步骤

两种堆型的乏燃料处理有更复杂的技术问题。干法虽然具有明显的优点,但是,近期还没有一种干法能取代水法。

参考书目

本尼迪克特等,核化学工程,汪德熙等译,北京:原子能出版社,1988(Benedict M et al. Nuclear Chemical Engineering, 2nd Edition, New York: McGraw Hill Book Company Inc, 1981)

克利夫兰著,钚化学,《钚化学》翻译组译,北京:科学出版社,1974(Cleveland J M. The Chemical of Plutonium, New York: Gordon and Breach Science Publishers Inc, 1970)

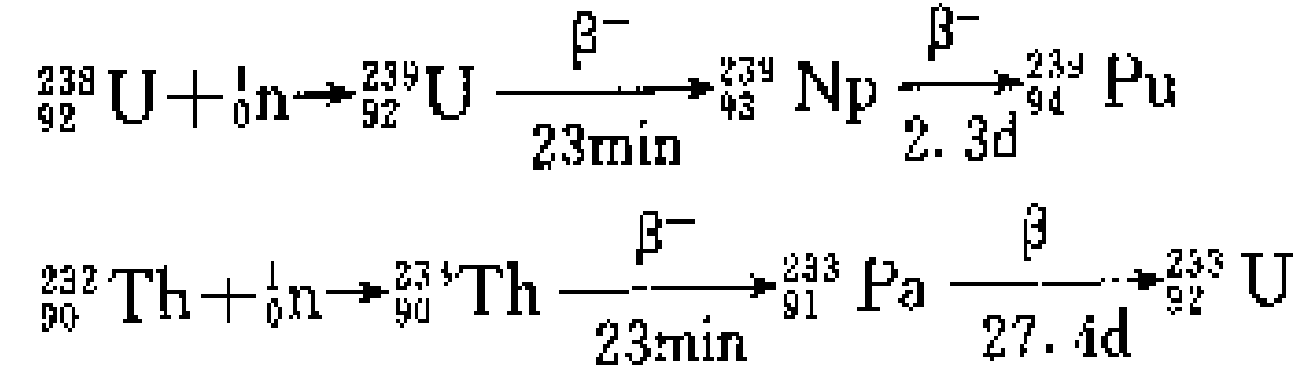
朗著,核燃料后处理,杨云鸣译,北京:原子能出版社,1980(Long J T. Engineering for Nuclear Fuel Re-processing, New York: Gordon and Breach Science Publishers Inc, 1967)

(黄怀安)

heranliao xunhuan

**核燃料循环** (nuclear fuel cycle) 核燃料所经历的生产、使用、贮存或后处理、再制造等一系列工艺过程的总称,常简称燃料循环。由于临界质量的限制,核燃料不可能在反应堆内一次燃尽。对天然铀反应堆,卸出的燃料中含<sup>235</sup>U 约 0.2%~0.4%,对富集铀反应堆约为 0.8%~0.9%。此外,在卸出的乏燃料中尚含<sup>239</sup>Pu (钚) (见转换比) 和裂变产物。因此,乏燃料并非废物,其中的易裂变核素可以经济地加以回收复用。据估计,这可以节省铀矿开采和铀同位素分离 20%~30% 的需要量。在快中子增殖堆核电厂的情况下,裂变燃料和增殖材料的回收复用更是必不可少的环节。

**循环方式** 可用于反应堆进行链式反应的易裂变核素,主要是<sup>235</sup>U (铀)、<sup>239</sup>Pu 和<sup>241</sup>U。<sup>238</sup>U 和<sup>232</sup>Th (钍) 为可转换核素,在一般情况下自身不会裂变,但在吸收中子后可变成易裂变核素<sup>239</sup>Pu、<sup>233</sup>U;



因此,关于核燃料循环,现有两个体系,一是铀-钚燃料循环,一是钍-铀燃料循环。前者是由天然铀开始,利用<sup>235</sup>U 作为核燃料,使<sup>238</sup>U 在堆内吸收中子后转换成<sup>239</sup>Pu,再以<sup>239</sup>Pu 作为新核燃料的循环;后者是从钍矿中提炼出钍,使其在堆内吸收中子后转换为<sup>233</sup>U,再以<sup>233</sup>U 作为新核燃料的循环。

铀-钚循环是当前已在工业规模上实现了的燃料循环体系,而钍-铀循环则还处在研究和试验之中,距

工业规模生产尚有很大距离,但由于蕴藏的钍比较丰富,<sup>232</sup>Th 又是具有良好核性能的裂变燃料,所以钍-铀循环也将会得到发展。一般分析表明,在高温气冷堆(见高温气冷堆核电厂)和熔盐堆中利用钍系燃料效果较好,可以实现热中子堆增殖,但目前还存在一定技术困难有待克服。高温气冷堆采用<sup>235</sup>U-<sup>232</sup>Th-<sup>233</sup>U 燃料体系,在核燃料后处理和再加工上也存在一些特殊问题。主要是在后处理过程中既要分离<sup>235</sup>U 与 Th,又要从 Th 中萃取<sup>233</sup>U,还要分离裂变产物。另外,乏燃料中混有少量放射性很强的<sup>232</sup>U,与<sup>233</sup>U 很难分离。所以其后处理工艺远比铀-钚循环的要复杂。图 1 示出典型的钍-铀燃料循环。

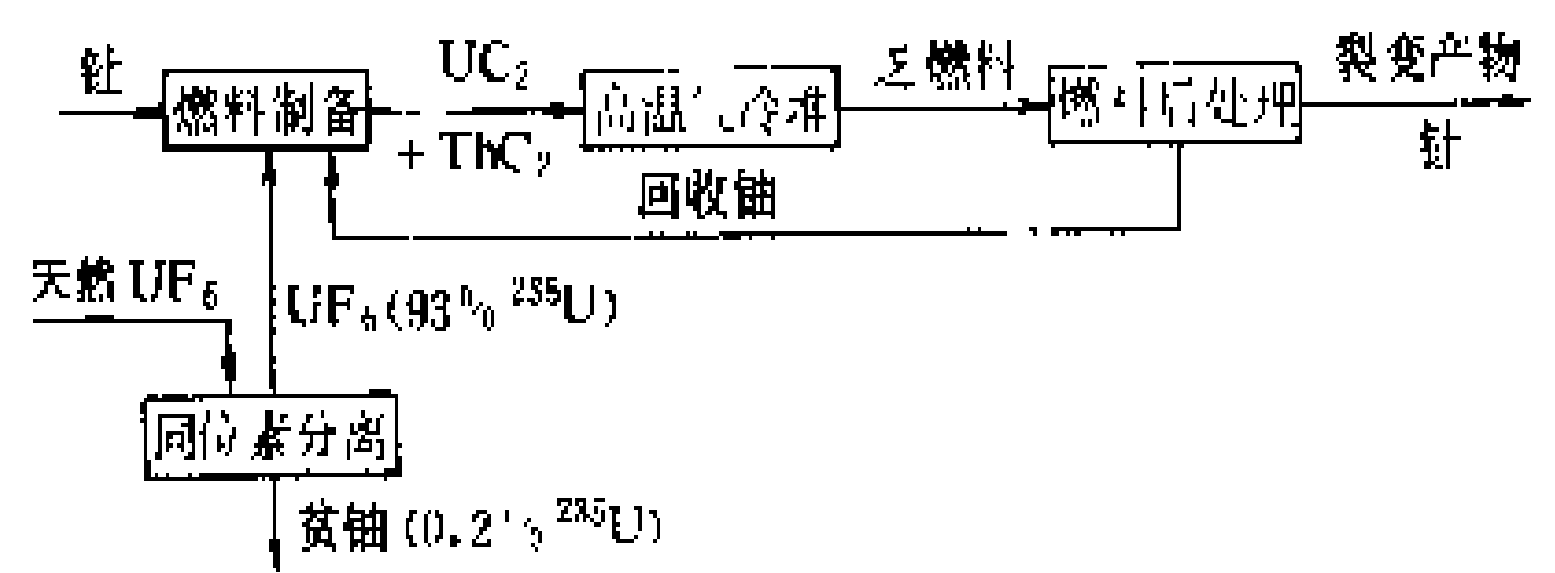


图 1 钍-铀燃料循环

下面以铀-钚循环为例具体讨论燃料循环的循环方式和工艺过程。

核燃料循环中的工艺过程包括:①铀矿地质勘探;②铀矿石开采;③铀的提取和精制;④铀的化学转换;⑤铀的富集;⑥燃料元(组)件制造;⑦反应堆内使用(燃烧);⑧乏燃料贮存;⑨乏燃料运输;⑩核燃料后处理;⑪放射性废物处理和放射性废物处置。以上①至⑥称为燃料循环前段,⑧至⑩称为燃料循环后段。图 2 给出 1000MW 压水堆燃料循环(负荷因子 80%) 的三种方式。表中为几种热中子堆的燃料需要量。

一次通过式是燃料循环中的一种特例,即不从乏燃料中回收铀、钚,这样天然铀的利用率只有约 0.5%。复用经后处理回收的铀、钚,可把天然铀利用率提高到 1%~2%。在快中子增殖堆中多次重复使用回收的铀、钚,可使铀的总利用率提高到 60%~70%。采用一次通过还是循环利用,决定于技术的可行性和经济的合理性。就经济性而言,后处理成本和天然铀价格起决定作用。据国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA) 国际核燃料循环评价(International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, INFCE) 工作组的研究报告,当每千克 U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> 超过 88 美元时,燃料循环利用才能在有些国家显示经济性。快中子堆能大量节省铀资源,但基建投资高昂,目前发电成本还不能与热中子堆相竞争。

自 20 世纪 80 年代以来铀价下跌,而燃料循环后段费用上涨,因而有些国家主张采用一次通过式。另一

些国家则认为一次通过不利于核资源的充分利用，应将回收的铀、钚先用于热中子堆。也有的主张将卸出的

中掺有较多废石，会加大矿石运输量及化学试剂的消耗，在化学处理前应先经选矿。铀矿加工是先将矿石富集成含铀量较高的化学浓缩物  $U_3O_8$ ，俗称黄饼。黄饼一般含  $U_3O_8$  50%~75%。湿法化学处理通称水冶，通常应尽可能在矿山附近进行水冶，制成铀化学浓缩物后外运。铀化学浓缩物仍含有大量杂质，需进一步提纯，以达到要求的核纯度。精制品有多种化学形式，为便于贮存和运输，往往选用铀的氧化物作为产品。

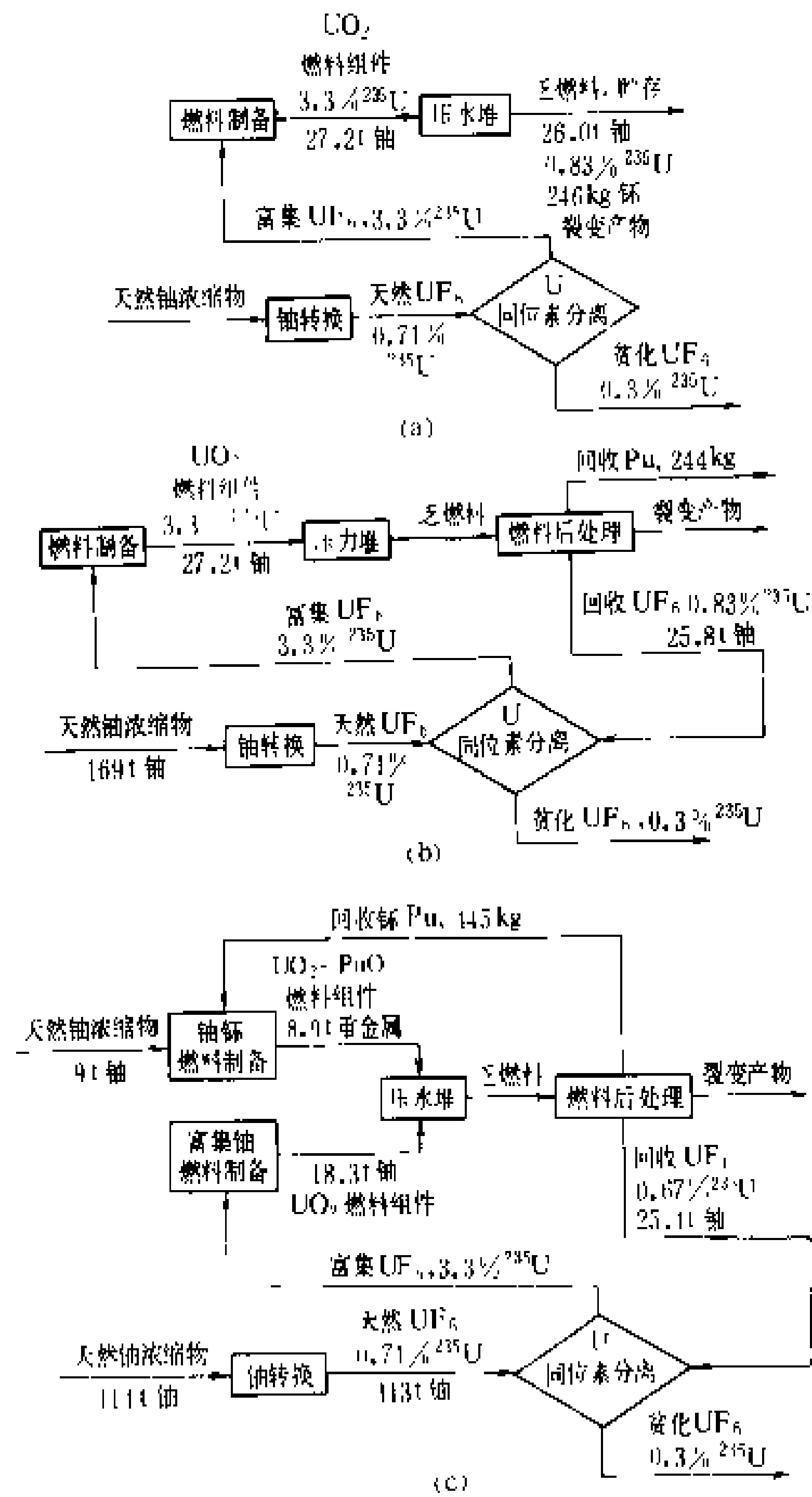


图2 铀-钚燃料循环

(a) 一次通过式；(b) 铀复用式；(c) 铀和钚复用式

燃料元件暂时贮存，待铀价上涨到一定程度时再后处理回收其中的铀、钚，复用于快中子堆。制定核燃料循环的方针时，必须根据本国的经济发展、能源供需情况及长期核能发展规划进行分析，才能作出最佳的决策。

**关键环节** 核燃料循环关键环节包括天然铀的勘探与生产、 $^{235}U$  同位素的富集、核燃料后处理。

**天然铀的勘探与生产** 天然铀是核工业的基本原料。铀元素虽然分布很广，但铀矿床却很有限，勘探是确定铀矿床的手段。矿石品位和矿床储量是评价铀矿床的主要指标；加工性能、开采条件、能否综合利用及运输条件是工业评价的依据。

铀矿开采是生产铀的第一步。按目前水平，含铀在千分之一以上的铀矿就有开采价值，露天矿或开采、加工条件较好的矿床，品位略低一些的也可开采。如矿石

几种热中子堆核电厂的燃料年需要量  
(每 1000MW 核电)

	堆型	压水堆	沸水堆	重水堆	石墨气冷堆	改进型气冷堆
初装料量	天然铀 (t)	392	466	145	760	515
	分离功 (t 分离功单位)	223	230	—	—	211
年换料量	天然铀 (t)	152	153	140	225	184
	分离功 (t 分离功单位)	98	93	—	—	108
负荷因子 (%)		70	70	80	65	65

注：生产 1t $^{235}U$  含量为 3% 的低富集铀，大约需要供应 6t 天然铀和 3.81t 分离功单位，同位素分离后剩下的尾料含  $^{235}U$  量为 0.25%。

1988 年 3 月，经济合作与发展组织 (Organization for Economic Cooperation and Development, OECD) 核能机构 (Nuclear Energy Agency, NEA) 与国际原子能机构的联合报告《铀资源、生产与需求》表明：世界 (不包括中央计划经济地区) 铀可靠储量中低成本铀 (低于 80 美元/kg 铀) 为 155.5 万 t，高成本铀 (80~130 美元/kg 铀) 为 67.8 万 t，合计为 223.3 万 t。估计储量中低成本铀 89.1 万 t，高成本铀 42.5 万 t，合计 131.6 万 t。这样，每千克铀低于 130 美元的可靠储量与估计储量总计为 354.9 万 t，现天然铀年产量已达 4 万 t 以上，能满足核电对天然铀的需要量。

**$^{235}U$  同位素富集** 天然铀含  $^{238}U$  99.28%， $^{235}U$  0.71% 及  $^{234}U$  0.006%。要用铀同位素分离技术提高  $^{235}U$  的富集度，以满足核电的需要。工业规模生产富集铀的方法主要有扩散法和离心法。气体扩散法利用六氟化铀中不同铀同位素气体分子的质量差加以分离 (见铀的富集)。扩散法已有约 50 年历史，技术成熟可靠，缺点是耗电过大，以美国的扩散厂为例，电费约占单位分离功成本的 70%，但扩散法仍是目前生产富集铀的主要方法。气体离心法是利用离心力将气态六氟化铀的同位素分离。离心法是最近 20 多年发展起来的，90 年代已用于工业生产。主要优点是耗电少，只占扩散法的 5% 左右，但投资较大。

一些国家和地区的现有扩散法生产能力为：美国 1.92 万 t 分离功单位，法国 1.08 万 t 分离功单位，苏联数千吨分离功单位。苏联主要发展离心法，已达相当生产规模。荷兰、英国和德国的离心法生产能力已达到或即将达到 1 千 t 分离功单位，日本等国也已建有相当规模的离心法富集工厂。激光分离铀同位素是很有前途的方法，但目前尚处于试验阶段。全世界铀同位素分离工业生产的总能力已超过 4 万 t 分离功单位，能满足 90 年代核电发展的需要。

**核燃料后处理** 轻水堆核电站卸出的乏燃料约含  $^{235}\text{U}$  0.8% 和近 1% 的工业钚。分离所得的工业钚可用作热中子堆或快中子堆的燃料。

工业规模的核燃料后处理已有约 50 年历史。溶剂萃取流程已通用于工业生产，不仅可处理天然金属铀燃料和低浓铀氧化物燃料，改进后将适用于快堆燃料的后处理。现在世界各主要核工业国均已拥有一定的燃料后处理能力，例如，法国为 400t 重金属，日本为 210t，德国为 40t 等。预计到 2000 年时全世界后处理能力可超过 4000t 重金属（未包括苏联），其中法国 1600t，英国 1200t，日本 800t，为今后核资源的循环利用提供了初步条件。

#### 参考书目

IAEA. International Nuclear Fuel Cycle Evaluation. Final Report of Working Group. Vienna IAEA, 1980

INFCE. Reprocessing, Plutonium handling, Recycle Report of INFCE Working Group 4. Vienna: IAEA, 1980

IAEA. Nuclear Power and Fuel Cycle: Status and Trends. Vienna: IAEA, 1988

（方之时）

heranliao xunhuan chengben

### 核燃料循环成本 (nuclear fuel cycle cost)

核电厂每生产  $1\text{kW}\cdot\text{h}$  电量需花费在核燃料循环方面的费用。核燃料循环成本是核电厂发电成本的重要组成部分之一，有两种概念，相应有两种计算方法。

**概念一：**核电厂为生产  $1\text{kW}\cdot\text{h}$  电量需花费在核燃料循环方面的全部费用。它既包括运行过程中所消耗核燃料的费用，又包括为维持反应堆临界而长期积压在反应堆内的那部分核燃料的费用。前者称为可变燃料成本，后者称为固定燃料成本。核燃料循环成本为可变燃料成本和固定燃料成本之和。

**概念二：**核电厂为生产  $1\text{kW}\cdot\text{h}$  电量所消耗核燃料的全部核燃料循环费用，即只计入可变燃料成本而不计固定燃料成本。后者一般包括在基本建设投资内，

按折旧（或投资回收）费计入发电成本。

平衡循环换料核燃料费和可变燃料成本的计算在运行过程中，一般经过几个换料周期后，换料循环趋于平衡。整个运行过程中所消耗核燃料的费用，一般都用平衡循环的补充换料的核燃料费来代表。

概念二的核燃料循环成本（或概念一中的可变燃料成本  $C_c$ ）的计算公式为

$$C_c = \frac{\bar{P}\bar{M}}{TE}$$

式中  $\bar{P}$ 、 $\bar{M}$  分别为平衡循环补充换料的核燃料价格和核燃料量； $T$  为平衡循环周期（年）； $E$  为平衡循环内平均年供电量。

**首炉核燃料费和固定燃料成本的计算** 为维持反应堆临界而长期积压在反应堆内的核燃料的费用，一般采用首炉核燃料费减去平衡循环补充换料核燃料费来计算。

首炉核燃料费是首次装载的各种  $^{235}\text{U}$  富集度核燃料费用之总和。计算公式为

$$Q = \sum_{i=1}^n P_i M_i$$

式中  $Q$  为首炉核燃料费； $P_i$ 、 $M_i$  分别为第  $i$  种  $^{235}\text{U}$  富集度核燃料的价格和核燃料量。

首炉核燃料费中计入基本建设投资的那部分费用  $I$  为

$$I = Q - \bar{P}\bar{M}$$

概念一中的固定燃料成本  $C_f$  为

$$C_f = \epsilon I / E$$

式中  $\epsilon$  为年折旧率（或资金年回收率）； $E$  为年供电量。

**核燃料价格计算** 核燃料价格为单位重量核燃料的核燃料循环费用，它包括核燃料循环所有环节（天然  $\text{U}_3\text{O}_8$  的购置、转化、富集、元件制造、乏燃料后处理、废物处置、回收铀钚的出售以及与上述环节相关的运输、贮存等）的直接费用和间接费用。

直接费用包括：

(1) 天然  $\text{U}_3\text{O}_8$  购置费：在计算天然  $\text{U}_3\text{O}_8$  的购置费时，要考虑  $\text{U}_3\text{O}_8$  转化成  $\text{UF}_6$  中的损耗、元件制造中的损耗和铀的富集过程中投入原料量与生产量之间的关系。若装入反应堆核燃料的铀量为  $u$ ，那么需要购置的天然  $\text{U}_3\text{O}_8$  中的铀量  $U$  为

$$U = u \times \frac{1}{1-f_1} \times \frac{1}{1-f_2} \times \frac{x_P - x_W}{x_P - x_F}$$

式中  $x_P$ 、 $x_F$ 、 $x_W$  分别为铀同位素分离过程中，产品、原料、尾料中  $^{235}\text{U}$  的富集度； $f_1$ 、 $f_2$  分别为转化过程和元件制造过程中铀的损耗率。

若按单位铀重量计算的天然  $\text{U}_3\text{O}_8$  的价格为  $c_1$ ，那么购置天然  $\text{U}_3\text{O}_8$  的费用为  $c_1 U$ 。

(2)  $U_3O_8$  转化成  $UF_6$  的转化费: 购置的  $U_3O_8$  通过转化厂全部转化成  $UF_6$ 。若每单位进厂铀的转换费为  $c_2$ , 那么总转化费为  $c_2 U$ 。

(3) 铀富集费: 生产单位低富集铀所需的分离功  $S$  为

$$S = (2x_F - 1) \ln \frac{x_F}{1 - x_F} + \frac{x_F - x_W}{x_F - x_W} (2x_W - 1) \ln \frac{x_W}{1 - x_W} - \frac{x_F - x_W}{x_F - x_W} (2x_F - 1) \ln \frac{x_F}{1 - x_F}$$

由铀富集工厂提供给元件制造厂的低富集铀量为  $u \frac{1}{1 - f_2}$ , 若单位分离功的价格为  $c_3$ , 那么铀富集费为  $c_3 u \frac{1}{1 - f_2} S$ 。

(4) 元件制造费、燃料后处理费、运输费、贮存费和废物处置费等, 按相应的加工量、处理量、运输量、贮存量同对应的价格相乘计算。

(5) 回收铀、钚的出售。乏燃料经后处理回收的铀和钚, 仅当有用户购买时, 才能转化为经济收入, 所以这个收入只能作为记帐收入。

出售回收钚的收入, 按单位重量铀的核燃料, 经辐照后乏燃料中所含易裂变钚量 (扣除后处理损耗的  $^{238}\text{Pu}$  和  $^{241}\text{Pu}$ ) 乘上裂变钚的价格计算。

出售回收铀的收入, 计算比较复杂。设回收铀中  $^{235}\text{U}$  的富集度为  $x_F$ , 一般高于天然铀中  $^{235}\text{U}$  富集度。出售回收铀的收入应同通过铀富集工厂用天然铀生产同一富集度的铀的费用相等。由铀富集工厂生产  $1\text{kg}$  富集度为  $x_E$  的低富集铀需天然铀  $\frac{1}{1 - f_1} \cdot \frac{x_E - x_W}{x_F - x_W} \text{kg}$ , 需分离功  $S'$  为

$$S' = (2x_E - 1) \ln \frac{x_E}{1 - x_E} + \frac{x_E - x_F}{x_E - x_W} (2x_W - 1) \times \ln \frac{x_W}{1 - x_W} - \frac{x_E - x_W}{x_E - x_W} (2x_F - 1) \times \ln \frac{x_F}{1 - x_F}$$

出售  $1\text{kg}$  回收铀的收入即为

$$(c_1 + c_2) \frac{1}{1 - f_1} \frac{x_E - x_W}{x_F - x_W} + c_3 S'$$

间接费用包括花费在核燃料循环各环节上的利息、资金报酬、税收及保险等费用。间接费的计算比较复杂, 核燃料循环各环节发生费用的时间, 有的在发电前若干年, 有的在发电后若干年, 涉及的时间长, 变化多, 又与付款方式有关。一般预先根据实际情况, 划出现金支付流, 再按给定的贴现率, 折算到发电时刻, 然后作综合分析。

(温鸿钧)

heranliao ziyuan

**核燃料资源** (resources of nuclear fuel)

赋存在地壳内部或表面的, 可以开采加工成核燃料或

可转换材料的地质作用产物。铀是可以开发利用的核燃料资源; 钍作为可转换材料是具有潜在价值的核燃料资源。

**地壳中的铀** 铀在地壳中的平均含量为  $2.5\text{ppm}$ 。整个地壳中估计有约  $6 \times 10^{13}\text{t}$  铀。铀在酸性和中性火成岩石中的平均含量最高, 为  $2 \sim 4\text{ppm}$ ; 在基性岩石中较低, 约  $0.5\text{ppm}$ ; 超基性岩石中最低, 约  $3\text{ppb}$ 。沉积岩中的平均铀含量变化大, 一般从小于  $0.1\text{ppm}$  到  $4\text{ppm}$ , 在黑色页岩中可达  $250\text{ppm}$ 。

铀在自然界中只有四价和六价两种价态。四价铀的离子半径同稀土元素和钍的离子半径相近, 所以往往同这些元素伴生。六价铀多以铀酰离子  $\text{UO}_2^{2+}$  的形式存在。铀酰离子同一些阴离子结合成易溶的络合物。后者同其他金属阳离子生成大量的复杂矿物。目前已发现有 160 多种天然铀矿物。重要的工业铀矿物有: 晶质铀矿、沥青铀矿、钛铀矿、铀钛磁铁矿、铀石、人形石、钒钾铀矿、钒钙铀矿等。

**铀矿床的地质类型** 地壳中的铀在地质作用下, 形成了在现有技术和经济条件下能开采利用的铀矿物集合体——铀矿床。根据地质背景可以将世界主要铀矿床分为砂岩型、层型、脉型、浸染状岩浆岩相型、地表型、石英脉岩型、不整合型和其他, 共八个地质类型。

(1) 砂岩型铀矿床。这类矿床大多产于河相和边缘海相条件下沉积的岩石中。主岩多为中到粗粒的分选差的砂岩, 含有黄铁矿和植物成因的有机质。美国生产的铀大部分来自砂岩型铀矿床。中国汪家冲矿床也属此类型。这类矿床平均铀品位为  $0.04\% \sim 0.25\%$ , 规模从很小到  $4\text{万t}$ 。

(2) 层型铀矿床。澳大利亚奥林匹克坝 (Olympic Dam) 元古代层状铀-铜-金特大型矿床归于此类。该矿床至少有矿石  $20\text{亿t}$ , 平均含铜  $1.6\%$ 、铀  $0.05\%$ 、金  $0.6\text{g/t}$ , 共有铜  $3200\text{万t}$ 、铀  $100\text{万t}$ 、金  $1200\text{t}$ 。

(3) 脉型铀矿床。指铀矿物充填于裂纹、裂缝、孔洞、角砾岩和网状脉等空隙中的铀矿床。矿床规模变化较大, 从沥青铀矿块状脉到狭窄的铀矿脉。在中国、法国, 这类矿床较多。脉型矿床平均品位为  $0.08\% \sim 0.2\%$ , 规模可达  $2\text{万t}$ 。

(4) 火成岩和变质岩中的浸染状岩浆岩相、伟晶岩相和交代型铀矿床。指与花岗岩、混合岩、正长岩、伟晶岩、碳酸盐岩、火山岩有关的铀矿床。已知的这类最大矿床为产于伟晶花岗岩和白岗岩中的纳米比亚罗辛 (Rossing) 矿床, 它的平均铀品位只有  $0.03\% \sim 0.04\%$ , 但铀资源达  $15\text{万t}$  以上。中国的赛马铀钍矿床可归于此类。

(5) 地表型铀矿床。一般是在第三纪到更新世期间形成的沉积物。它们尚未被深埋, 可能有不同程度的钙

化。具有工业价值的只有澳大利亚半干旱地区的伊利列(Yeelirrie)铀矿床。它长9000m,宽750m,平均厚3m,平均品位0.13%,铀资源为4.6万t。

(6) 石英-卵石砾岩型铀矿床。已知的这类矿床只产于一个特定的地质时期,即赋存于不整合地覆盖在太古代基岩上的下元古界底部砾岩地层中。如南非的维特瓦斯特(Witwatersrand)矿区中的金-铀矿床、加拿大的埃利奥特-阿格纽湖(Elliot-Agnew Lake)区的铀-钍矿床。南非生产的铀主要来自这类矿床,铀是作为金的副产品回收的。这类矿床平均含铀0.01%~0.13%,规模可达0.5~15万t。

(7) 不整合型铀矿床。这类矿床在空间上赋存于主要的不整合面附近,这些不整合面大部是在1800~1600百万年前全世界范围内的造山运动期间发育形成的。这是70年代以来新发现的一种极为重要的铀矿床类型。其代表为加拿大的阿萨巴斯卡(Athebasca)盆地边部和澳大利亚北部的阿利格特河(Alligator River)地区的一批铀矿床。其中,加拿大雪茄湖(Cigar Lake)铀矿床平均铀含量高达10%,铀资源11万t;澳大利亚贾比卢卡(Jabiluka)铀矿床品位0.33%,资源20万t。

(8) 其他类型铀矿床。包括产在灰岩和灰岩溶洞地区的铀矿床,以及含铀低的磷块岩、黑色页岩及褐煤等。

铀资源的估算 铀矿床要经过地质填图、踏勘、普查、详查、勘探等一系列地质工作才能被发现、查明。随后,要进行资源评估和计算。

根据对铀矿床地质条件和矿体地质特征研究的详细程度,经济合作与发展组织(Organization for Economic Cooperation and Development, OECD)的核能机构(Nuclear Energy Agency, NEA)和国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA)将铀资源分为可靠资源(RAR, Reasonably Assured Resources)、估增Ⅰ级资源(EAR-I, Estimated Additional Resources-Category I)、估增Ⅱ级资源(EAR-II, Estimated Additional Resources-Category II)和推测资源(SR, Speculative Resources)四个级别。

(1) 可靠资源:指赋存在具有一定规模、品位和构造形态的已知矿床中的铀,这些铀用现在通用的开采和加工技术可以在给定的生产成本范围内回收。矿量和品位是很据专门的取样资料、测量数据和对矿床特征的了解进行计算的。这级资源具有很高的可靠性。

(2) 估增Ⅰ级资源:指主要很据直接地质证据,预期赋存在已详细勘探了的矿床的延伸部分中的铀。矿量和品位是根据可能得到的取样资料和从该矿床研究得最好部分或从类似矿床了解到的特征进行估算的。

这一级别估算值的可信度低于可靠资源。

(3) 估增Ⅱ级资源:预期赋存在位于已很好确定了、并有已知矿床的成矿区内的矿床中的铀。矿量和品位主要根据可能得到的取样、地质、地球物理、地球化学证据来估算的。其可信度比估增Ⅰ级资源低。

(4) 推测资源:根据间接证据,认为可能赋存在用现有勘探技术可以发现的那些矿床中的铀——设想中的矿床位置通常只能大致划定在某个成矿区的某处附近。这一级别资源的存在和规模是带高度推测性的。

OECD/NEA和IAEA这两个国际核机构又按回收每千克铀的成本分类。在70年代中期前,分为不大于26美元/kg和26~39美元/kg两类。现在则分为不大于80美元/kg、80~130美元/kg和130~260美元/kg三类传统资源,以及在可预见的未来不可能期望提供大量铀的非传统资源。上述国际核机构曾将不大于80美元/kg的可靠资源称为储量。

中国根据对铀矿体的地质勘探控制程度,将地质勘探阶段提交的铀储量分为B、C和D三级。我国的B级和C级铀储量大致相当于国际核机构的可靠级铀资源;D级大致相当于估增Ⅰ级资源。

世界铀资源 1989年1月1日西方国家保有的可回收的铀资源见表。

西方国家铀资源和产量(10<sup>3</sup>t)

国家或地区	1989年1月1日保有铀资源				1991 年底 累计 铀产 量
	可靠资源		估增 I 级资源		
	≤80 美元 /kgU	80~130 美元/kgU	≤80 美元 /kgU	80~130 美元 /kgU	
澳大利亚	480	56	257	127	52
巴西	163		92		1
加拿大	139	96	112	99	248
法国	47	12	21	17	68
加蓬	13	5	1	8	21
印度	41	6	2	15	5
纳米比亚	91	16	30	23	51
尼日尔	174	2	283	17	53
南非	317	102	73	27	142
美国	111	266			337
合计	1546	655	772	391	1015

注:保有资源合计数中已扣除了开采和水冶加工损失。

铀回收成本不大于130美元/kg的估增Ⅰ级和推测的传统资源超过1000万t。



此外,还有数量可观的,含铀低的海相磷块岩、黑色页岩、褐煤、火成岩和海水等非传统资源。

(1) 海相磷块岩: 铀品位为 0.001%~0.07%, 平均 0.01% 左右。全世界磷块岩资源为 750~1300 亿 t。80% 分布在摩洛哥、美国和苏联地区。摩洛哥的磷块岩中铀资源达 650 万 t, 平均品位为 0.012%。美国曾每年从生产磷酸的副产品中提取上千吨的铀。

(2) 海相黑色页岩: 含铀一般为 0.001%~0.008%, 有时可能超过 0.03%。瑞典南部兰斯塔德(Randstad)地区的黑色页岩覆盖面积 500km 以上, 铀品位 0.025%~0.032%, 铀资源 30 万 t。

(3) 褐煤: 大多数煤含有不到 0.001% 的铀, 但一些低品级和不纯的煤可能含有 0.001%~1% 的铀。当煤燃烧时大部分铀留在煤灰中, 但从煤灰中提取铀较难, 而且含铀煤的发热量也不高。

(4) 火成岩: 酸性火成岩含铀 3~4ppm, 其中有的火成岩体中铀相当富集。火成岩体中的铀资源数量非常可观, 但回收困难。美国估算从康伟(Conway)花岗岩(含铀 0.015%~0.020%)中回收铀的成本要超过 260 美元/kg。

(5) 海水: 平均铀含量为 3ppb。整个海水中有铀约 40 亿 t。此外, 通过河流和海底岩浆喷发, 每年约有 1 万 t 左右的铀流入海洋中。

苏联已探明的铀资源约 120 万 t。其中回收成本不大于 80 美元/kg 的可靠资源为 47 万 t, 估增资源为 33 万 t; 80~120 美元/kg 的可靠资源为 22 万 t, 估增资源为 18 万 t。另有推测资源 50 万 t。

1964 年 7 月西方国家保有的回收成本不大于 22 美元/kgU<sub>3</sub>O<sub>8</sub> (相当于 1988 年的 100 美元/kgU) 的可靠铀资源为 47 万 t。虽然从 1965 年到 1988 年采出铀 67 万 t, 但 1989 年初保有的成本不大于 80 美元/kg 的可靠资源反而增加到 155 万 t。这 24 年中低成本的可靠铀资源净增 175 万 t。

到 1990 年资本主义国家用在铀资源勘查工作上的费用约 78 亿美元, 最高年份为 1979 年的 9 亿多美元, 1984~1990 年下降到每年 1~2 亿美元。

铀的生产量 在核武器出现前, 铀是作为镭和钋的副产品提取的。随着核军备竞赛, 铀生产高速发展。40 年代末, 西方国家总共年产铀一二千吨, 到 1959 年达到 33300t 的高峰。后来由于军需缩减, 铀的年产量跌到 1967 年的 12500t。自 60 年代中期起, 铀开始大量用作核电燃料, 产量缓慢上升, 到 1975 年达到 19300t。70 年代中期的石油危机和大规模发展核电的规划促使铀产量再次迅猛增加, 到 1980 年达到 44200t 的另一个高峰。进入 80 年代, 铀供过于求, 产量又开始下跌, 跌到 1990 年的 25000t。其中美国下降得最多,

从 16800t 跌到 3000t。加拿大、澳大利亚因铀资源条件优越, 年产量反而上升。前者从约 7000t 增到 12000t, 90 年代头两年又下跌到约 8000t; 后者从约 1500t 升到 4000t。这几年年产铀超过 1000t 的西方国家有: 加拿大、澳大利亚、美国、尼日尔、纳米比亚、法国、南非等。

西方国家到 1991 年底总共生产了 102 万 t 铀。在 1965~1988 年 24 年中生产约 67 万 t 商品铀, 而同期核反应堆需要的铀仅约 53 万 t (其中还包括转换、富集过程中的铀)。两者之差, 即约 14 万 t 铀被消费者、生产者和政府所贮存。另外, 1965 年以前生产的约 26 万 t 中未用于军事的铀, 其中有一部分要投入到铀市场。

近几年西方国家核电厂每年需铀近 40000t。1995~2005 年估计每年需要铀 50000t 左右。预测现保有的可靠资源和估增 I 级资源完全能满足 2007 年以前的核电对铀的需要量。

海水取铀 铀在海水中主要以碳酸铀酰络合物形式存在。从海水中回收铀要处理大量的海水, 目前还处于研究阶段。研究的重点是选择最有效和最有选择性的提取体系, 和一种能使这种提取体系接触大量海水的经济方法。提取主要用吸附方法。当前研究较多的吸附剂为聚丙烯胺噁星和水合氧化钛。为使提取体系接触大量海水, 通常利用天然洋流、潮汐或波浪能, 也有用泵使海水通过提取系统的。日本在 80 年代中期建成了海水提铀的试验装置。吸附过程是在装有泵的多层悬浮床上进行的。吸附剂的主要组成为 TiO<sub>2</sub>·nH<sub>2</sub>O。1986 年和 1987 年两年共制取了 10kgU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>, 成本至少比现行市价高 10 倍。但这一试验证明了从海水中提取铀在技术上是可行的。

钍资源 钍在地壳中的平均含量为 13ppm。钍在自然界中只有四价一种价态。主要含钍矿物有独居石(磷铈镧矿)、方钍矿、钍石、氟碳酸铈镧矿等。钍在矿物中常与稀土元素、铀、铯、钽、四价铀等成类质同象。钍的化合物不易氧化。海水中的钍含量只有 0.01ppb。

虽然专门勘查钍的工作做得不多, 但钍与稀土、铀等共生, 所以现在已知的钍资源并不少。1985 年 1 月 1 日西方国家保有的回收成本不大于 80 美元/kgTh 的可靠级和估增 I 级钍资源约 240 万 t。钍资源多的国家及其资源量、主要矿床地质类型为: ①印度有 40 万 t 钍资源, 为独居石砂矿床; ②土耳其有 33 万 t 资源, 为充填在花岗正长岩体断裂中的稀土(氟碳酸铈矿)矿床; ③美国有 30 万 t 资源, 为脉型钍石矿床; ④委内瑞拉有 30 万 t 资源, 为产于碳酸岩中的稀土矿床; ⑤加拿大有 23 万 t 资源, 为石英-卵石砾岩型铀-钍矿床; ⑥巴西有 22 万 t 资源, 为与碱性岩石有关的稀土矿床

和独居石砂矿床；⑦挪威有13万t资源，为碳酸岩中的稀土赤铁矿矿床。

苏联的钍资源约5万t。中国南方有独居石矿床，某些铀矿床中也有值得回收的钍。

钍是作为铀或稀土金属的副产品回收的。西方国家从70年代后期以来，每年产钍1~2千t。钍总的需要量不大，而且现在主要用于制作耐火材料、白炽灯罩、航天合金等非核能方面。美国从1974年到1983年的10年中共消耗钍380t，其中用于核能方面只有80t。

(朱志祥)

heshebei zaiyijiancha

**核设备在役检查** (in-service inspection of nuclear equipment) 在核电厂运行期间，对一回路压力边界的耐压设备进行的无损检测。

在运行过程中，由于诸如：温度、应力、辐照、氢吸附、腐蚀、振动和磨损等一些因素的不利影响，可能引起核设备某些缺陷的发展和产生新的危险性缺陷。

在役检查的目的在于：运用无损检验方法检查一回路压力边界设备，并将检测 results 和投产前的“役前检测”所得的数据进行比较，以便把那些会引起一回路系统破坏的缺陷检查出来，并采取必要的措施，以确保压力边界的完整性。

**对设计的要求** 在役检查要求：在核电厂设计中要充分考虑受检部位的可检性、可达性和永久的基准点，并尽可能将检查人员所受的辐照剂量降低到合理可行尽量低的水平。

(1)为了保证对受检部位能够实施在役检查，对受检部位的要求为：①焊缝凸起部位要加工成平滑过渡的；②焊缝表面应进行清洁处理；③对内表面的焊缝根部必须加工处理；④焊缝外侧的平直区域应大于超声探头的扫查长度。

(2)为了使检测探头能顺利到达受检部位，必须：①受检部位至少应有300mm的空间；②接管和支撑物必须避开检查区域；③受检部位的保温部件应可拆卸；④应预留检查人员和设备的通道和工作空间；⑤在强放区、常检区和检测点集中区应设计永久性的脚手架。

(3)对受检部位要编号并做永久性标记，以便检查记录 and 对比检验结果。

**在役检查范围** 根据影响核电厂安全运行的重要程度，在制定在役检查范围时，应考虑包括的设备、部件和管系有：

- (1)反应堆冷却剂系统中的承压设备和部件；
- (2)为确保正常运行和假想事故工况下能停堆和冷却核燃料的系统和部件；
- (3)在位移或损坏后可能使上述所涉及的系统处

于危险状态的其他设备。

**役前检查** 由于役前检查结果是在役检查结果进行对比的依据，因此，不但必须采用与在役检查相同的方法、技术和设备，而且，如果可能的话，应使用相同的工作人员。

(1)役前检查应检测和在役检查相同的所有设备和管系的检测点。

(2)当相关设备和部件经过修理或更换后，必须对其进行役前检查。

(3)如符合下列情况，车间和现场检验可用来代替就位后的役前检查：①仅就容器而言，已完成水压试验；②进行检验时所处的状态，以及所用的设备和技术与日后在役检查所采用的相当；③车间和现场检查记录已经或能够形成正式文件，并且其标记的方法和格式与在役检查的要求相一致。

**在役检查计划的制定** 为了确保设备或部件中的损伤（如果存在的话）能在导致破损前被探测出来，必须在一定的间隔时间（即检查间隔）内进行在役检查。应制订整个运行寿期内的检查计划，即制订出“检查时间表”。

检查时间表可以采用均匀安排的检查间隔，也可以采用不均匀安排的检查间隔。在均匀安排的检查时间表中，检查间隔为10年左右；在非均匀安排的检查时间表中，检查间隔在运行早期可以短一些，随着经验的增加，可予以延长。但是，不管采取何种检查时间表，在接近核电厂运行寿期末，都可能需要根据缺陷变化的情况，相应地缩短检查的间隔时间。

检查间隔可以划分成几个小的“检查期”，规定在每个检查期内必须完成的检查。这些检查将是整个检查间隔所要求完成的全部检查内容的一部分。

除有些规定的检查项目和蒸汽发生器传热管可延期到一个检查间隔的末期进行外，其他检查项目应按规定在相应的检查期内完成。

为了能使在役检查安排在核电厂停运期间（例如换料停堆或维修停堆期间）进行，检查周期可以缩短或延长，但不得超过1年。

**在役检查的设备、方法和技术** 由于核电厂在役检查的主要受检部件和管道均具有较高的放射性水平，因此要求某些检查设备具有一定的耐辐照性能和自动化程度。

对各项在役检查设备及其附件，在使用前必须参照主管部门认可的标准来校准，并作出校准记录。

在检验时使用的校准试件一般应与被检部件的材料、制造加工条件、表面光洁度等完全一样。如果可能，在制造期间和役前检查以及以后的在役检查中，都应使用相同的校准试件。

在役检查的方法和技术必须符合主管当局认可的标准,所采用的方法有:目视检查、表面检查、体积检查和其他替代的检验方法。

(1)目视检查:用于确定被检部件和设备或被检表面的状况,包括表面划伤、磨损、裂纹、腐蚀、浸蚀或泄漏痕迹等。远距离目视检验可代替直接目视检验。远距离目视检验可使用辅助器具,例如电视摄像机、望远镜、潜望镜、纤维光导镜、照相机以及能提供至少相当于直接目视检验分辨能力的其他合适器具。

目视检查前应事先对被检表面进行适当清洗,以便能对检查结果作出正确的判断。

(2)表面检查:用于显示表面或近表面有无裂纹或缺陷存在。表面检查可以使用磁粉法、液体渗透法或涡流法。

(3)体积检查:用于显示于设备或部件材料的整个体积内所存在的裂痕或缺陷。这种检查可以从构件的内表面或外表面进行。通常可以使用射线照相技术、超声法或涡流法。

(4)其他替代检验:如果能证实采用其他检验方法比规定的方法更好或与之相当,则可以采用一些方法替代。

在役检查的无损检验人员资格鉴定 在役检查均采用无损检验方法。无损检验的应用效果是由执行无损检验人员的能力决定的。因此,对进行在役检查的无损检验人员应该按认可和批准的书面程序进行考核。考核时使用的检验方法和设备应该与在役检查计划中所要求的相似,例如:手动检验、自动检验、远距离检验或计算机系统控制的检验。

无损检验人员分为三个等级。所有Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ级人员都应每隔三年考试一次,重新发给合格证书。

在役检查记录 应该特别注意将检验和试验结果记录下来,记录的格式要便于表明哪些检验和试验已很好地完成。在该设备寿期内,应妥善保存这些有用的记录。

每项检验记录必须包括以下内容:

(1)一切有关的资料,诸如:设备标记、检查区域的位置与大小、检验技术、检验设备的型号、探头型号、校准用的仪器及其灵敏度、标准等。这样才能重复进行在役检查并可得到能够进行对比的结果。

(2)超过最低记录要求的全部显示,以及与这些显示有关的全部资料(例如:部位、量值、长度等)。

(3)一切记录,包括:射线检验底片、磁带、软盘片、纸带、相片和图表等。

(4)与原先的检验结果及评价相比较。

(5)评价和总结。

(6)检查人员受到的辐照剂量。

在役检查的管理 营运单位应该负责制订和执行所规定的在役检查计划。

(李一清)

heshiguhou hui fu cuoshi

**核事故后恢复措施** (recovery measures after a nuclear accident) 核事故终止后,为消除事故后果、恢复正常生产和生活秩序而采取的各种措施。核电厂发生事故后,通过各种应急操作或工程补救措施,已确保反应堆处于安全状态,放射性物质的事故排放已经终止,核电厂周围环境大气中的放射性水平已降低到允许水平以下,事故的危急期已经过去,即可根据全面监测结果,按规定程序宣布应急状态终止,并随即进入事故后的恢复期。恢复期中采取的各种恢复措施主要包括环境监测与去污、核设施的安全核查和检修、正常生活秩序的恢复、事故调查和处理、受照人员的医学治疗与跟踪等。

环境监测与去污 事故可能造成厂区及周围环境的放射性污染。这种污染会由于衰变、大气扩散、雨水冲洗等而减弱,但由于污染程度及各种条件的不同,这种过程也可能持续很长时间。因此,应急状态终止后,仍需对厂区及环境进行监测,必要时可对污染严重的局部区域和物品,采取适当去污措施,例如①清洗运输工具或其他器具;②冲洗污染地面、街道、建筑物墙壁等;③将污染植物等割下深埋;④刮去污染的表土层,集中到放射性物质处置场所;⑤在不能做到完全去污的情况下,对剩余污染可采用固定法处置,以防止放射性物质再次扩散到空气中去(固定法指用沥青或砂土覆盖污染区地面、油漆房屋或设备表层等);⑥对一些要求较高而又不宜用水冲洗的表面,可用适当的干式清除药剂去污。

核设施的安全核查和检修 事故后要全面核查核设施(特别是反应堆),检查其在事故中损坏情况,特别是要认真检查反应堆控制与保护系统、专设安全设施、一回路监测系统等,并要论证机组是否仍具有充分的安全性。

如安全论证及技术经济分析表明机组修复是可能的和合理的,则应制定周密的检修计划。如论证结果表明机组已无法修复或在经济上不合理,则应论证需采取的处置措施。

正常生活秩序的恢复 当事故已终止,污染区域的去污工作已完成时,即可逐步解除事故中临时规定的各种限制,逐步恢复正常的生活秩序,其中包括:①当水源、食品中的放射性水平已符合国家标准时,即可解除对食物及水源的管制。②当污染区域去污工作已完成,放射性水平已低于国家标准时,即可解除交通管

制,撤离的居民可以搬回原住宅。在某些特殊情况下,局部地区污染严重,预计某些居民在相当长时间内不能搬回原住址,则需做永久性的搬迁安排。③逐步恢复商业、公共事业等部门的正常活动。

**事故调查和处理** 事故后,核电厂营运单位、主管部门、地方政府及有关监督部门对事故及处理过程要做全面的调查和分析,以查明原因、明确责任、吸取经验教训,以防止再发生类似事故。

**医学治疗与跟踪** 对受照伤员的治疗可能需很长时间,特别是重度放射性损伤及有严重体内污染的伤员,必须精心安排其医学治疗及护理。

要建立所有事故中受到异常照射的人员的保健及医学档案,并根据具体情况,进行必要的医学跟踪。对某些特殊人员可能需给出合理的医学建议。

(张 健)

heshigu yingji cuoshi

**核事故应急措施** (nuclear accident emergency measures)

为控制核事故的发展、减轻和缓解事故后果、保护工作人员和公众的健康与安全、保护环境而采取的各种应急处理措施。核事故情况千差万别,且往往具有突发性,因此所需采取的应急措施的类型、实施方式和规模也不相同。必须根据事故分析、应急监测与评价结果,按应急计划程序,在统一指挥下有组织、有计划地实施这些措施。应急措施主要包括应急监测、应急评价、应急通信与报警、工程补救措施、隐蔽、服药、撤离、食物与水源控制、交通管制、医学救护等。

**应急监测** 事故时,首先要加强对核设施、特别是反应堆状况的监测,同时要利用原有的监测系统对核电厂及周围环境的放射性水平加强监测。必要时,还要根据事故特点及环境、气象条件,派出应急监测人员,对有代表性的事故影响地点及关键核素作应急监测。为此,核电厂营运单位及地方政府一般需配备应急监测用交通工具。该工具应具有较好的防护性能,以保护工作人员,上面应配备必要的专用取样工具(如气溶胶、土壤、生物、水等的取样器具),必要的快速测量装置和无线通信装置。

**应急评价** 事故时,根据对事故发展过程的分析与应急监测结果,对应急状态、事故对环境的影响及发展趋势所做的快速评价。应急评价为适时采取应急措施提供了科学依据。

应急评价时要根据实际监测结果(例如大气中的放射性水平、地表污染测量及必要的核素分析)、所了解的事故机制、电厂环境条件及实时气象资料,利用一定的计算设备,计算出周围一定范围内的放射性水平

分布及其发展趋势。

核电厂一般都配备有微型计算机系统,用于事故应急评价,以指导事故早期的应急响应行动。同时国家核安全管理部门还要配备较大型的应急评价系统,利用更大范围的人口、地形、交通及土地利用情况等数据,收集更大范围的实时气象资料,利用更复杂也更为准确的计算模型,进行更大范围的实时评价,为应急行动指挥部门提供决策的科学依据。

**应急通信与报警** 事故发生后,核电厂营运单位需根据事故性质、严重程度、应急状态等情况,按应急计划中规定的程序,向主管部门、地方政府、监督部门及其他有关单位报告事故情况。各部门间要随时联系,应急指挥部和各应急行动组间更要有可靠、迅速的联系方式。因此要建立迅速可靠的应急通信系统,应急通信手段要多样化并有足够的备用。

在核电厂及其应急计划区(主要是指烟羽应急计划区)内需建立事故应急报警系统,以便保证能使进入应急状态的命令及时通知到工作人员及有关公众。报警时可以利用各种可能的手段,例如电视、广播、鸣笛等,并需事先使工作人员及公众熟悉报警方式及有关信号(例如鸣笛方式等),以便正确了解应急状态及应急指挥部要求采取的应急防护行动。

**工程补救措施** 核电厂应事先预计各种可能的事故工况,制定相应的应急操作规程,确保事故时能使反应堆安全停闭、冷却并被保持在安全状态。所有运行人员对应急操作规程应十分熟悉,并经过必要的操作训练。

事故时可能出现一些意想不到的情况,往往需根据反应堆事故工况分析及工程抢险的需要而采取一些特殊的工程补救措施,例如必要时人力操作某些关键阀门或其他机械、进入有一定放射性危险的区域扑灭火灾、为避免更大事故发生而采取一些有控制的卸压排放措施等。

实施工程补救措施,特别是在工程抢险及人员救护中,要特别注意应急工作人员的剂量监测与辐射防护。进入严重污染区时,应有呼吸道防护(如戴防毒面具或穿个人防护衣),最好佩带有超限报警功能的个人剂量装置。

在切尔诺贝利核电厂事故中,为实施工程抢险及人员救护而投入了大量应急工作人员,由于缺乏个人防护用具,加之大部分临时调来的应急工作人员对核事故下的抢险、抢救活动的特点缺乏认识,造成一些应急工作人员的伤亡。

**隐蔽** 事故早期,为防止放射性烟云的照射,根据干预水平(见核事故应急管理),在厂区及部分烟羽应急区内的工作人员及公众应实施隐蔽,即留在室内、关

闭门窗及通风系统,有条件的应进入地下室。

隐蔽的效果取决于建筑物的屏蔽程度和密封性能。某些居民住宅及商业建筑物能够减少一个数量级的外照射剂量。在事故早期1~2h期间,这种隐蔽还可减少一个数量级甚至更多的吸入剂量。但敞开式建筑物或轻型建筑物,屏蔽和密封性能很差,则起不到有效的防护作用。

核电厂应有足够的地下隐蔽场所,使所有工作人员在接到报警后,可就近迅速隐蔽。烟羽应急区的居民,则应熟悉隐蔽报警信号,留在室内,关闭门窗。公共场所(如电影院、商店等)则应迅速组织疏导公众,分散回家隐蔽或就近撤入预先安排的隐蔽场所。

隐蔽只能部分减少可能接受的剂量,适用于事故早期,特别是预计剂量不大而建筑物屏蔽效果又较好的情况。如事故较严重且持续时间可能较长,则应适时安排撤离。

**服药** 核电厂发生严重事故时,核燃料元件破损、裂变及衰变产物外溢,其中包括放射性碘( $^{131}\text{I}$ 、 $^{133}\text{I}$ 等)。碘极易被人体吸收并贮留于甲状腺。但甲状腺吸收碘的容量是有限的,为此人们可在事故早期及时服用放射性阻断药物,即稳定性碘,使甲状腺对碘的吸收达到饱和,这样就可大大减少对放射性碘同位素的吸收,从而达到降低体内剂量的目的。

服用稳定性碘对防止吸入及食入放射性碘都有效。如果在摄入放射性碘前服用,防护效果几乎可达100%;如果在已开始吸入放射性碘时服用稳定性碘,效果约为90%;如果在吸入后6h服用,其效果约为50%。

目前采用的稳定性碘剂主要是碘化钾及碘酸钾。对1岁以上的人,在最初24h内服用量分别为130mg碘化钾或170mg碘酸钾(100mg碘当量)。以后每日服用65mg碘化钾或85mg碘酸钾。对1岁以下儿童,每24h服用量为65mg碘化钾。

虽然碘化钾和碘酸钾产生不良反应的概率很低,但也不应不必要地连续服用。其最大剂量不宜超过1g碘当量。

**撤离** 当事故严重,环境放射性水平持续较高并已达到相应于撤离行动的干预水平,服药、隐蔽等措施已不足以保护工作人员及公众的健康与安全时,就需考虑适时撤离厂区内与应急工作无关的人员及核电厂周围一定范围内的居民。一般多根据当时事故及气象条件,将烟羽应急计划区下风向一定角度扇形区内的居民撤离。烟羽应急计划区内其他居民仍可用服药、隐蔽等方式达到有效防护的目的。

如果电厂附近居民点较少且人数不多,在早期实施撤离是切实可行的办法。但如果厂址附近人口较密,

则撤离公众将是一项规模很大、执行难度也较大的应急行动,不但会有很大的社会影响和付出可观的经济代价,而且撤离行动本身也可能造成一些意外损失(例如因交通事故造成的伤亡)。

撤离人员的时机须选择适当。如正值烟羽经过,则进行公众的集中和撤离活动本身就会造成人员的过量辐照,因此应根据监测及应急评价结果,对撤离居民的范围、时间及路线等作出最佳化选择。在作应急准备时,就要考虑到撤离人员的数量、路线、交通工具、临时居所等因素,并对食品、水源、医药供应等做好相应的安排。

**食物及水源控制** 事故中,如食物(例如牛奶、蔬菜、水产品、肉类、水果等)、水源(如河流、湖泊、水库、地下水等)受到污染时,就要考虑是否应采取措施实施对食物及水源的控制。各国都对食物及水源放射性水平允许值有所规定。从原则上讲,如果不对食物及水源加以控制,将使公众第一年内的累积剂量当量超过规定的公众成员年剂量限值时,就可能考虑实施对食物及水源的控制。

在应急准备中,要对在食物及水源控制情况下所能采取的、切实可行的替代和补救措施予以充分的考虑。

**交通管制** 即对进出严重污染区域或由于放射性烟羽正值经过、而造成放射性水平较高地区的人员和车辆进行控制,以保护工作人员和公众,降低集体剂量,防止污染扩散。在实施交通管制时,不允许无关人员及车辆进入严重污染区,过路人员及车辆可以按规定路线绕行。对从严重污染区撤出的人员要认真实施沾污检查,并设置人员冲洗(淋浴)室及更衣室。对撤出的车辆、器材,要认真检测及洗消。此外,在执行撤离人员、应急抢救、工程抢险等任务时,为保证应急工作人员及车辆的顺利通行,防止发生混乱及交通事故,也需实施必要的交通管制。

**医学救护** 核事故下,除因火灾及机械损伤等原因造成的伤亡外,还可能有一些遭受过量辐照的伤员。在核电厂营运单位及地方政府的应急计划中都必须根据这个特点,做好相应的医学救护准备。

辐照损伤的特点之一是有时难以从当时表面症状准确估计伤员所接受的剂量,而一般中小医院又往往没有医治严重辐照伤员的特殊条件和经验。因此,核事故下抢救伤员时,除常规的医学应急处置外,重要的是尽快判明伤员所受的剂量,以便将伤员分送不同级别的医疗单位进一步治疗。

辐照损伤程度主要取决于所受剂量当量,如表所示。

除根据临床症状外,也可采用血象检查等简便易

行的方法，以迅速及较准确地估计伤员所受剂量。对伤员护理和医治，还需特别注意有效使用促排

人体经受急性全身照射后放射损伤的症状、治疗和预后摘要

剂量范围	1~10Gy 治疗范围（这一范围治疗可能是有效的）				>10Gy 致死范围	
	0~1Gy	1~2Gy	2~5Gy	5~10Gy	10~15Gy	>50Gy
治疗的需要和可能性	不需要	临床观察	有效	可能	姑息治疗	
呕 吐	无	1Gy: 5% 2Gy: 50%	3Gy: 100%	100%	100%	
恶心、呕吐的延搁时间	—	3h	2h	1h	30min	
主要器官	无	造血组织			胃肠道	中枢神经系统
特征性症状	—	中度白细胞减少	>3Gy 时，重度白细胞减少、紫斑、出血、感染和脱毛		腹泻、发烧和电解质平衡紊乱	痉挛、震颤、共济失调、昏睡
照后关键期	—	—	4~6 周		5~14 天	1~48h
治 疗	心理治疗	心理治疗，血液学观察	输血和抗菌素		骨髓移植是可能的并输注白细胞或血小板	维持电解质平衡 对症
预 后	极好	极好	谨慎	谨慎	不好	无望
恢复时间	—	几周	6~8 周 1~12 个月	拖延的	—	—
致死性	0	0	0~80%	80%~100%	90%~100%	
死亡时间	—	—	2 个月	2 个月	2 周	2 天
死亡原因	—	—	出血、感染		小肠结肠炎	不可逆性的循环虚脱，脑水肿

药物，使吸入体内的放射性物质尽可能快地排出体外。

虽然核电厂严重事故极少发生，但由于其后果严重，影响巨大，因此，各国对核电厂事故应急措施的研究都十分重视。研究的重点是：①核电厂严重事故机制及源项研究，以便为更有效地防止发生事故和控制事故发展提供技术依据；②建立和完善事故监测及应急评价系统，采用更先进的设备和计算模式，提高应急评价及预测的准确性，为决策应急行动提供科学依据；③对各种应急行动进一步进行代价-利益分析；④研究核电厂事故工程补救措施及工程抢险技术，例如研制适用于核事故工程抢险用的机器人等；⑤辐照损伤的快速鉴别和诊断技术；⑥严重放射性损伤病人的抢救和治疗。

（张 健）

heshigu yingji guanli

**核事故应急管理**（nuclear accident emergency management）为最大限度地控制核事故的发展、减轻和缓解事故后果、保障工作人员和公众的健康与安全、保护环境而采取的核事故对策、各项应急准备、应急响应措施及事故后恢复行动的管理。

各国在大规模应用核能，特别是在发展核电的同时，对核事故的可能性及其后果、应采取的应急措施等做了大量研究工作。美国从 50 年代起即着手研究核电厂假想事故及其可能对环境的影响。到 60 年代逐渐形成了核事故应急计划及应急管理的完整概念。在美国核管理委员会（United States Nuclear Regulatory Commission, USNRC）管理导则中就有对核电厂应急计划的明确要求。

国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA)在总结和推广核事故应急管理经验方面也做了大量工作。1969年国际原子能机构在它的32号出版物中就比较全面地论述了核事故应急计划的基本要求,以后又陆续发布了一系列有关法规和导则,例如《营运单位(许可证持有者)对核动力厂事故的应急准备》(Safety Series No. 50-SG-O6)及《公众当局对核动力厂事故的应急准备》(Safety Series No. 50-SG-G6)等。

1986年4月26日发生切尔诺贝利核电厂事故后,国际原子能机构于同年9月通过《及早通报核事故公约》及《核事故或辐射紧急情况援助公约》,以促进核事故应急响应方面的国际合作。中国政府于1987年4月16日核准了这两个公约。

核事故应急管理主要包括明确应急管理体制、制定相应法规、审批应急计划、组织和指挥应急行动等。

**应急管理体制** 各国国情不同,应急管理体制也不尽相同。中国对核电厂事故应急工作实施国家、地方(省、直辖市、自治区)及核电厂营运单位的三级管理。

**国家核事故应急管理机构** 全国的核事故应急管理工作由国务院指定的部门负责,其主要职责是:①拟定国家核事故应急工作政策;②统一协调国务院有关部门、军队和地方人民政府的核事故应急工作;③组织制定和实施国家核事故应急计划,审查批准厂外核事故应急计划;④适时批准进入和终止厂外应急状态;⑤提出实施核事故应急响应行动的建议;⑥审查批准核事故公报、国际通报,提出请求国际援助的方案。必要时,由国务院领导、组织、协调全国的核事故应急管理工作。

**地方核事故应急管理机构** 由核电厂所在省、自治区、直辖市人民政府指定的部门负责本行政区域内的核事故应急管理工作。其主要职责是:①执行国家核事故应急工作的法规和政策;②组织制定厂外核事故应急计划,做好核事故应急准备工作;③统一指挥厂外核事故应急响应行动;④组织支援核事故应急响应行动;⑤及时向相邻的省、自治区、直辖市通报核事故的情况。必要时,由省、自治区、直辖市人民政府领导、组织、协调本行政区域内的核事故应急管理工作。

**核电厂营运单位应急管理机构** 核电厂的核事故应急机构的主要职责是:①执行国家核事故应急工作的法规和政策;②制定厂内核事故应急计划,做好核事故应急准备工作;③确定核事故应急状态等级,统一指挥本单位的核事故应急响应行动;④及时向上级主管部门、国务院核安全部门和省级人民政府指定的部门报告事故情况,提出进入厂外应急状态和采取应急防

护措施的建议;⑤协助和配合省级人民政府指定的部门做好核事故应急管理工作。

**制定法规** 核事故应急管理是影响面大、涉及部门多、技术性及政策性都很强的工作。国家必须制定相应法规,以明确对应急管理体制、应急干预水平、应急计划区、应急状态分级、应急计划审批等方面的要求。中国已颁布的《民用核设施安全监督管理条例》、《核电厂核事故应急管理条例》及相应的实施细则、导则,对核电厂应急管理工作做了明确的规定。

**应急干预水平** 虽然放射性对人体健康的影响是否存在阈值问题在辐射防护和医学界仍有争论,但很明显,在发生并不严重的事故时,虽有少量放射性物质排放,对工作人员和公众的健康实际上没有什么影响或影响甚微,在这种情况下,采取涉及公众的大规模应急行动显然是不必要的。为此,各国政府一般都规定或推荐了“干预水平”,即规定只有到事故造成或预计造成的放射性影响达到一定程度时,对公众采取应急防护行动才是必要的。

由于核事故的复杂性及各国的政治经济状况不同,各国的干预水平也不尽相同。

中国等效采用了1985年国际原子能机构在其72号安全丛中推荐的干预水平,如表1、表2所示。

表1 适用于事故初期的干预水平

防护措施	剂 量 (mSv 或 mGy)	
	全 身	肺*、甲状腺和其他主要受照单个器官
隐 蔽	5~50**	50~500
服用稳定性碘		50~500***
撤 离	50~500	500~5000

\* 如果肺受到大剂量α射线照射,则该数值可视为相对生物效应(RBE)与以mGy为单位的吸收剂量的乘积。制订应急计划时,相对生物效应可按10计算。  
\*\* 或有效剂量当量。  
\*\*\* 仅指甲状腺。

表2 适用于事故中期的干预水平\*

防护措施	预计第一年内的待积剂量当量 (mSv)	
	全 身	受到主要照射的单个器官
控制食物和水	5~50**	50~500
避 迁	50~500	不预先规定

\* 对孕妇和特殊亚群的防护问题应特别关注。  
\*\* 有效剂量当量。

干预水平给出的是一个范围,当剂量高于干预水

平上界值时,采取相应的应急行动是必要的;剂量低于干预水平下界值时,采取应急行动一般则是不必要的;剂量在上、下界值之间时,可根据实际情况(事故性质、预计发展趋势、人口分布、气象条件、道路及交通工具条件等)决定是否立即采取相应的应急行动。

**应急计划区的划分** 核电厂周围要明确划分出需有效实施事故应急准备的区域,即应急计划区。由于核电厂型式、功率、厂址及环境等条件不同,很难用理论方法准确计算出某个核电厂应有多大的应急计划区。对此,各国做法也不尽相同,一般都是以核电厂反应堆为中心,将一定距离范围内的区域作为应急计划区。多数国家又将应急计划区按距离及所需应急准备措施的不同,分为烟羽应急计划区及食入应急计划区。前者范围较小,事故时(特别是事故早期)剂量率较高,这主要是由于放射性烟羽造成的吸入照射和外照射。事故时在烟羽应急计划区可能需采取服用放射性阻断药物、隐蔽、撤离等措施。食入应急计划区较烟羽应急计划区范围更大些,在烟羽应急计划区外的食入应急计划区一般无需采用服药、隐蔽、撤离等措施,必要时可能需采取食物、水源控制及交通限制等措施。

大多数国家规定的烟羽应急计划区范围不大于10km,食入应急计划区大小则差别较大,但多不超过50km,平均在35km左右。

中国未对核电厂应急计划区范围作统一规定,但要求核电厂所在地(省、直辖市、自治区)政府根据核电厂严重事故分析结果及所在地的具体条件,在厂外应急计划中提出拟划定的应急计划区范围,由国家核事故应急管理机构审批。

**应急状态分级** 根据核电厂事故的严重程度,特别是对环境影响的严重程度,将应急状态分为若干等级,以便于更有针对性地采取应急措施。

各国对应急状态的分级方法不完全一致,中国采用国际原子能机构推荐的分级法,分为四级:

(1)应急待命:出现某些特定异常工况,有可能导致核事故发生。例如安全有关部件失效、严重自然灾害(地震、洪水、台风等)、邻近工厂或核设施发生严重火灾等。此时核电厂应急工作人员应进入待命状态,并采取相应措施,争取避免发展成核事故。

(2)厂房应急:事故已经发生,但监测及评价结果表明,辐射后果可能仅限于工厂的局部区域。此时除营运单位应急工作人员需按应急计划采取相应措施外,还应将事故情况通知有关的厂外应急组织。

(3)厂区应急:事故释放的放射性物质虽已蔓延到工厂之外,但监测及评价结果表明,厂外尚不必采取对公众的防护措施。核电厂厂区内全面进入应急状态,厂外有关应急组织迅即进入应急状态。

(4)总体应急:事故已经造成放射性物质的大量释放,厂区外也必须采取对公众的适当防护措施,即根据需要,实施服药、隐蔽、撤离及食物、水源、交通的管制措施等。

**应急计划** 中国和大多数核电国家,均以法规形式要求制订为防止发生和缓解核电厂事故后果的应急计划。其中包括核电厂营运单位的厂内应急计划及所在地地方政府的厂外应急计划。(见核事故应急计划与准备)

**指挥和组织应急响应行动** 核电厂一旦发生核事故,各级应急组织要按应急计划要求迅速做出响应。事故中情况紧急,必须特别强调统一指挥,在应急计划中必须具体规定各级指挥人员的职责及工作程序,并落实人员递补顺序。

厂内应急响应的重点是尽快制止放射性物质的事故排放,使反应堆恢复到安全状态并得以保持。因此要适时引入必要的工程补救措施或进行工程抢险,以达到控制事故的目的。

厂外应急响应的重点是适时决定采取必要的防护行动,以保护公众。

当核事故已经得到有效控制,放射性物质的事故排放已经停止、核电厂周围大气中的放射性浓度已低于允许值时,即可按规定程序宣布中止应急状态,并开始采取各种事故后恢复措施。

三里岛核电厂事故及切尔诺贝利核电厂事故证明了核事故应急管理工作的的重要性。目前国际原子能机构和各核电国家都在努力加强和改进核事故应急管理,其重点是①制定和完善核事故应急管理法规,总的趋势是提高对核事故应急准备和响应能力的要求。②完善核电厂厂内应急计划和厂外应急计划,尤其注意两者的衔接与配合。③加强核事故应急管理经验和信息的交流,确保及早通报及实施紧急援助。

(张 健)

heshigu yingji jihua yu zhunbei

**核事故应急计划与准备** (nuclear accident emergency planning and preparedness) 为控制核电厂事故的发展、减轻和缓解事故后果、保护工作人员及公众的健康与安全、保护环境而预先制订的应急响应行动计划及为此而做的准备工作。

每个核电厂都要有周密的总体应急计划,包括:核电厂营运单位的厂内应急计划,即在核电厂事故时厂区范围内应采取的应急措施;核电厂所在地地方政府的厂外应急计划,即在核电厂事故时为了保护公众与环境而采取的应急措施;核电厂主管部门、国家核安全管理机构及其他有关部门(包括军队)的应急响应方案,



并要保证这些责任单位在行动上的协调一致。

营运单位的厂内应急计划是总体应急计划的基础。厂内应急计划是在事故时由营运单位负责或实施的一切行动的计划。营运单位主要负责厂区内的应急行动,必要时支援厂区外的应急行动。

地方政府的厂外应急计划是在事故时由地方应急组织负责或实施的一切行动的计划。地方应急组织主要负责厂区外的应急行动,必要时支援厂区内的应急行动。

厂内、外应急计划应根据可能发生的各种核事故(包括严重核事故)及其辐射安全影响分析制定,并必须包含下列内容:①确定应急组织的人员组成及其职责;②确定事故应急准备和响应的详细计划;③确定用于事故的应急物资和参与事故应急的人员;④制订核电厂和地方应急组织间相互配合与支援的计划。

地方应急组织应会同核电厂营运单位,根据对大子设计基准事故的严重事故的分析和厂址周围的自然与社会条件,建立烟羽应急计划区和食入应急计划区。应急计划区的大小及划分原则应列入应急计划中,并需经国家核事故应急管理机构审批(见核事故应急管理)。

为保证核事故时各项应急响应行动的迅速和正确,还需制定针对各种应急状态所需采取的核事故应急措施的具体执行程序。

应急计划中所要求的各项应急准备措施必须充分落实。在装料前必须进行一次有厂内、外应急组织参加的联合演习,以检查应急组织是否健全、应急设施及物资准备是否充分、各项应急措施执行程序是否切实可行及应急工作人员素质情况。应急计划中还应规定定期进行不同层次、不同范围的应急演习的要求。根据演习中所暴露出的问题,进一步修改与完善应急计划。

应急工作人员必须事先接受必要的培训,并制订定期再培训计划,以确保应急准备的有效性。

应急计划的审批和应急准备的落实,是国家核安全当局颁发核电厂首次装料批准书的先决条件之一。

(张健)

hesu

**核素** (nuclide) 具有特定质量数( $A$ )、原子序数( $Z$ )和核能态( $m$ ),而且其平均寿命长得足以被观察的一类原子。质子数或中子数不同的原子是不同的核素。例如, $^{39}\text{K}$ 的核是由19个质子和20个中子组成,它与 $^{40}\text{K}$ (核有19个质子,21个中子),或与 $^{27}\text{Al}$ (核有13个质子,14个中子)是不同的核素。有些原子核尽管质子数、中子数相同,但能态不同且放射性不同,也是不同的核素。例如处于基态和亚稳激发态的

$^{234}\text{Pa}$ 都发生 $\beta$ 衰变,但其半衰期不同,前者为6.75h,后者为1.175min,这类核素称作同质异能素。

核素通常用元素符号表示,左上标表示质量数(质子数和中子数之和),左下标表示质子数或叫原子序数(也可不标),右下标表示中子数(也可不标),例如 $^{39}\text{K}$ 可表示为 $^{39}_{19}\text{K}$ 。因为知道元素符号就可知质子数 $Z$ (也即原子序数),又知质量数 $A$ ,自然就知道了中子数 $N=A-Z$ 。同质异能素是在左上标出的质量数后面标有 $m$ ,例如 $^{234m}\text{Pa}$ 为 $^{234}\text{Pa}$ 的同质异能素。

核素不是同位素的同义语。同位素是具有相同原子序数(质子数相同),但质量数不相同的一组核素,它是同一种元素而中子数不同的核素。例如 $^1\text{H}$ 、 $^2\text{H}$ 、 $^3\text{H}$ 是氢元素的三种同位素。

中子数相同,质子数不同的核素称为同中子素,例如 $^3\text{H}$ 和 $^3\text{He}$ 。

质量数相同,质子数不同的核素称为同量异位素,例如 $^{40}\text{Ar}$ 、 $^{40}\text{K}$ 、 $^{40}\text{Ca}$ 。

现已知的核素约有2000种,其中约有300种为稳定核素,其余的是放射性核素。

(卓韵裳)

newuli

**核物理** (nuclear physics) 探索原子核的结构和运动规律的一门学科。核物理是现代物理的一部分。

**历史发展** 1896年法国的物理学家A. H. 贝可勒尔(A. H. Becquerel)发现天然放射性现象(见放射性)是核物理学的开端。此后三四十年是核物理学发展的初级阶段,人们主要从事放射性衰变规律和射线性质的探索和研究,并利用射线来研究原子核。1898年,放射性发现后的两年,P. 居里(Pierre Curie)和居里夫人(Marie Sklodowska Curie)从铀矿石中分离出几毫克的镭。当时,镭是具有较强放射性的一种未知的新元素。1911年E. 卢瑟福(E. Rutherford)在实验室用 $\alpha$ 射线轰击原子,观测 $\alpha$ 射线所发生的偏折,从而确立了原子的核结构,并提出了原子结构的行星模型。这一成就奠定了原子结构和原子核研究的基础。1919年,在同一实验室中,用 $\alpha$ 粒子轰击氮核放出质子,这是首次人工实现的核反应。在初期核反应研究中,最主要的成果是1932年中子的发现和1934年人工放射性核素(见核素)的出现,揭示了原子核是由中子和质子组成的。中子的发现为核结构的研究提供了最重要的前提。

在20世纪40年代前后,核物理进入了一个大发展的阶段。1939年,O. 哈恩(O. Hahn)和F. 施特拉斯曼(F. Strassmann)发现了核裂变现象(见裂变反应)。1942年E. 费米(E. Fermi)建成了第一个链



式裂变反应堆。这两项重大突破是核物理进入大发展阶段的主要标志，因为这是人类掌握核能的开端。

通过高能和超高能射线束与原子核的相互作用，人们发现了上百种短寿命的粒子，即重子、介子、轻子和各种共振态粒子。这些粒子的发现使人们对物质世界的研究进入了一个新的阶段，建立了一门新的学科——粒子物理学。从此，核物理不再是物质结构研究的最前沿了，它已转向纵深发展的阶段。

研究内容及其关联学科 核物理包括二个方面的内容：经典核物理、中能物理和重离子物理，后者是当今世界发展最快的部分。

核物理的研究始终和核化学相互配合进行，它们成为研究原子核的两门姐妹学科。核物理和核化学一起构成核科学的广阔领域。

研究方法 核物理的发展与整个科学技术紧密相关。在理论方面，要利用电动力学、连续介质理论、量子力学、统计物理、量子场论等学科。在实验方面，物理的各种实验技术都是研究核物理所需要的。特别是粒子加速器、核反应堆的应用以及射线探测技术的很大发展，为核物理的基础研究和核技术的广泛应用提供了所需要的技术前提。近 20 多年来，电子计算机的使用，对核物理的理论计算和实验技术都产生了深刻的影响。

应用 核物理的发展大大促进了现代科学技术和生产力的发展。核物理为核能装置的设计提供日益精确的核数据，从而提高了核能利用的效率和经济性，为更大规模的核能利用准备了条件。核技术在医学上最早应用，现在又发展成为一门专门的学科——核医学。核技术在工农业、材料、生物等领域的应用已显示出巨大的经济效益和社会效益，而且将进一步促进科学技术和生产的发展，可以说核技术的普遍应用是科学技术现代化的重要标志之一。

展望 核物理这门学科经历了近百年的发展，无论在理论上还是应用上已成为十分重要的学科，但是它仍有许许多多的领域还没有进行探索或者是还没有更精确的实验资料。人们对核力的认识还不完全，量子力学中的多体问题还有待于解决，虽然核物理还没有建立起一套系统的、完整的理论体系，它仍是一门生气勃勃的、发展中的学科。

参考书目

卢希庭，原子核物理，北京：原子能出版社，1981

(卓韵棠)

hezhengqi gongying xitong

核蒸汽供应系统 (nuclear steam supply system, NSSS) 压水堆本体、一次冷却剂系统以及

为支持一次冷却剂系统正常运行和保证反应堆安全并直接与一次冷却剂系统相连接的主要辅助系统的总称，又称核供汽系统。其功能是将核燃料在反应堆中释放出的热能传输至蒸汽发生器产生蒸汽，以便最终用于电力生产（见一次冷却剂系统）；此外，它还具有保证反应堆安全的功能。与一次冷却剂系统直接连接的主要辅助系统，通常包括化学和容积控制系统、停堆冷却系统、安全注射系统。

“核蒸汽供应系统”这一术语，常正式地出现于一些国家的核电厂供求方之间的商务合同及其技术文件之中，其所指核蒸汽供应系统的具体范围，在不同历史时期是有所不同的，也随不同的核电厂供应商而有所差异。

(群 智)

huohewu bandaoti taiyangneng dianchi

化合物半导体太阳能电池 (compound solar cell)

以化合物半导体为基体制成的太阳能电池。在种类繁多的化合物半导体材料中，不乏兼备优良光电特性、高稳定性、宜于加工制造的太阳能电池材料。化合物可构成同质结太阳能电池、异质结太阳能电池和肖特基结太阳能电池。它既可制成高效或超高效太阳能电池，又可制成低成本大面积薄膜太阳能电池，从而拓宽了光电材料的研究范围，也极大地丰富了太阳能电池家族。目前，世界上光电转换效率最高的是化合物半导体太阳能电池（如砷化镓太阳能电池效率  $\eta=24\%\sim 28\%$ ），或者是以化合物作为重要组分的太阳能电池（如砷化镓和硅叠合聚光太阳能电池效率  $\eta=32\%\sim 37\%$ ，薄膜硒铟铜/非晶硅太阳能电池效率  $\eta=14\%\sim 15\%$ ）。

在元素周期表中的Ⅲ-V族化合物半导体，如砷化镓(GaAs)、磷化铟(InP)；Ⅲ-VI族化合物半导体，如硫化镉(CdS)、硒化镉(CdSe)、碲化镉(CdTe)、硫化锌(ZnS)、硒化锌(ZnSe)、碲化锌(ZnTe)等，都具有直接禁带跃迁的能带结构，吸收系数大，结构比较稳定。若用Ⅰ-Ⅲ族元素取代Ⅲ-V族化合物中的Ⅲ族元素，则得到Ⅰ-Ⅲ-V族三元化合物，如硒铟铜(CuInSe)、碲铟铜(CuInS)等。对应地，用Ⅰ-IV族元素代替Ⅲ-V族化合物中的Ⅲ族元素，则构成Ⅰ-IV-V族三元化合物，如锌硅砷(ZnSiAs<sub>2</sub>)等。从中可以挑选禁带宽度适合于吸收不同波长的太阳光，且可制成低电阻p型或n型基体的化合物半导体来制造太阳能电池。

具有代表性的化合物半导体太阳能电池有砷化镓太阳能电池、硫化镉太阳能电池和硒铟铜太阳能电池。

砷化镓太阳能电池 Ⅲ-V族化合物太阳能电池，

其主要特点是:

(1) GaAs 的禁带宽度达 1.43eV, 能有效地吸收太阳光, 其理论效率达 28%。

(2) GaAs 是直接禁带跃迁材料, 吸收系数大。吸收 90% 的太阳能只需 5 $\mu\text{m}$  厚的 GaAs, 而硅则需厚 100 $\mu\text{m}$  以上才能吸收同样多的太阳能。

(3) 耐高温, 耐辐射, 适宜于做聚光太阳能电池 (聚光比可以高达 1000~1735 倍), 也适宜于做太空飞行器上用的太阳能电池。

砷化镓太阳能电池的主要缺点是: 价格昂贵, 功率/重量比小, 表面复合速度大等。

自 1956 年砷化镓太阳能电池问世以来, 已制成 pn 结 GaAs 同质结太阳能电池和 GaAlAs/GaAs 异质面太阳能电池等。砷化镓还可以分别与元素半导体、其他化合物构成许多异质结构的多晶薄膜 GaAs 太阳能电池。砷化镓太阳能电池的结构类同于硅太阳能电池, 开路电压为 0.88~1.0V, 短路电流密度稍低, 一般为 20~30mA/cm<sup>2</sup>。

硫化镉太阳能电池 最先问世的 II-VI 族化合物太阳能电池。硫化镉的禁带宽度为 2.42eV, 吸收系数大, 是比较理想的异质结窗口材料, CdS-Cu<sub>2</sub>S 太阳能电池的效率极限为 17.8%。但在研究中发现, CdS-Cu<sub>2</sub>S 电池在自然光照条件下, 铜离子会在 pn 结中宏观迁移, 因而造成输出功率下降。现在正在用 CdTe 和其他合适的材料来制造低成本薄膜太阳能电池。

硒铜太阳能电池 性能最好的 I-III-VI 族化合物太阳能电池。硒铜是目前已知的 I-III-VI 族三元化合物半导体中性能最好的光电材料, 禁带宽度为 1.01~1.04eV, 有直接能带结构, 在异质结电池中可作为理想的基体材料。硒铜与硫化镉、碲化镉材料一样, 可以用真空沉积

法、喷涂法、丝网印刷法和悬浮电镀法制造薄膜电池。电池结构与硅薄膜电池类同。也可制成前壁型和后壁型两种。CuInSe 电池的开路电压比硅的低, 约为 0.4~0.5V, 而短路电流密度可高达 40mA/cm<sup>2</sup> 左右, 是一种稳定性比较好的薄膜太阳能电池。

几种化合物太阳能电池的光谱响应曲线示于图。图中也画出归一化的硅太阳能电池的光谱响应曲线以资比较。

(崔容强)

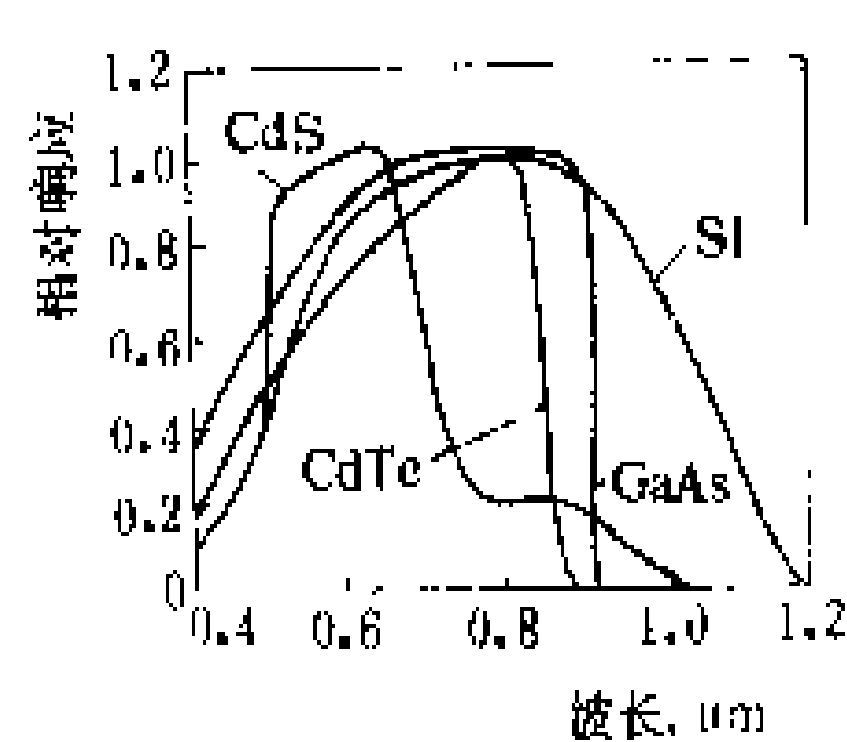


图 2 几种化合物太阳能电池的光谱响应曲线

huaxue he rongji kongzhi xitong

## 化学和容积控制系统 (chemical and volume control system)

一次冷却剂系统中的一个重要辅助系统。化学和容积控制系统用于调节一次冷却剂中硼的浓度以补偿反应性变化, 补充和保持压力边界内冷却剂的容积以及连续净化一次冷却剂。化学和容积控制系统流程及原理见图 1。

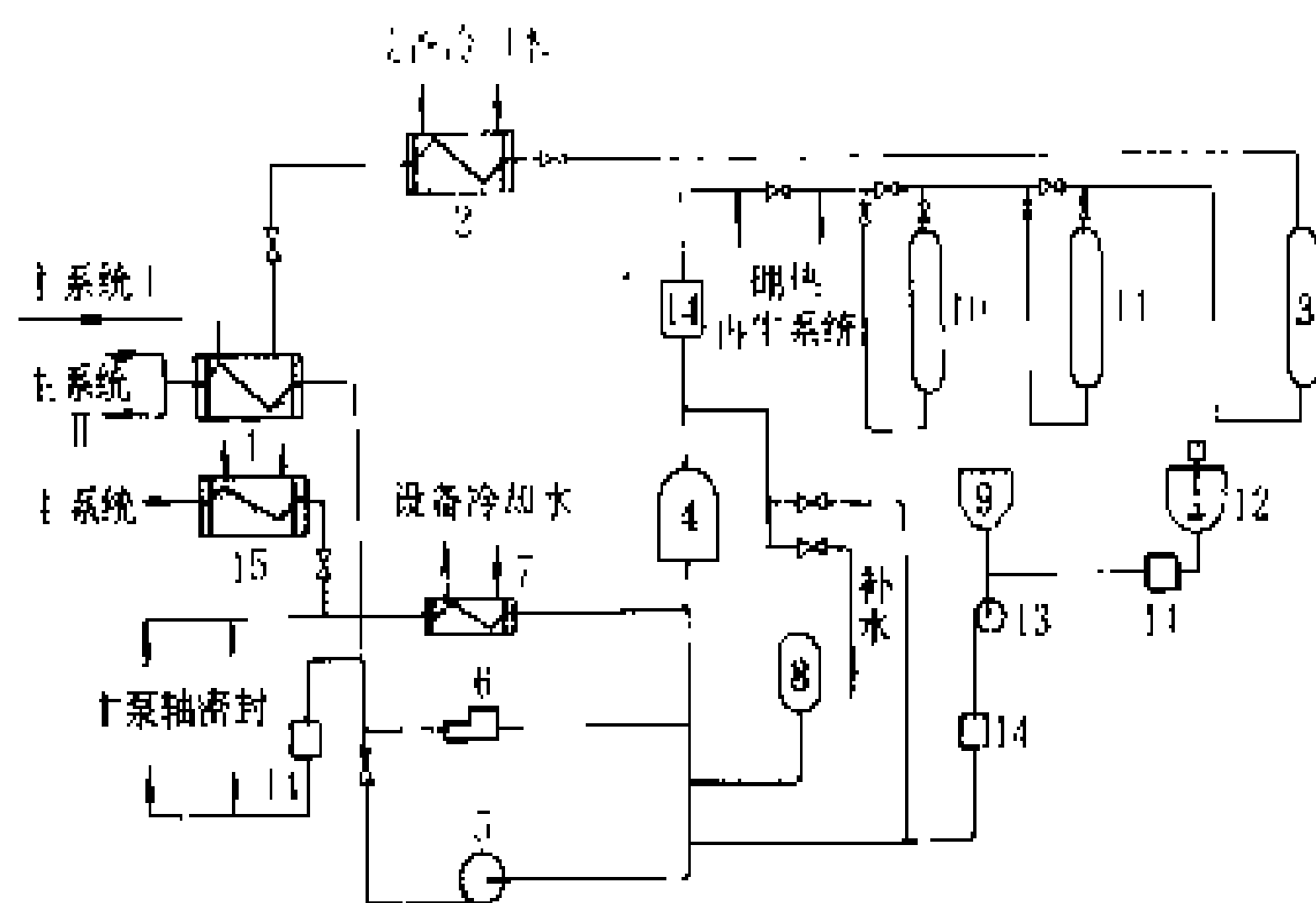


图 1 化学和容积控制系统流程原理图

1—再生热交换器; 2—下泄热交换器; 3—净化离子交换器; 4—容积控制箱; 5—离心式上充泵; 6—往复式上充泵; 7—轴封水回流热交换器; 8—化学添加箱; 9—硼酸贮存箱; 10—除硼离子交换器; 11—除锂离子交换器; 12—硼酸制备箱; 13—硼酸输送泵; 14—过滤器; 15—过量下泄热交换器

化学和容积控制系统具有多种功能: ①在核电厂反应堆正常运行及停堆时, 净化作为一次冷却剂的水, 使其保持规定的水质指标; ②补偿一次冷却剂 (反应堆冷却剂) 由于其温度的变化、流失或添加所引起的容积变化; ③调节一次冷却剂中的硼浓度, 以补偿由一次冷却剂温度变化、氙毒、燃耗等物理参数变化所引起的反应性的缓慢变化, 并在维修或换料时提供足够的停堆深度; ④作为安全注射系统的补充, 在事故工况时, 将含硼水注入一次冷却剂系统; ⑤提供主泵轴封水并收集轴封回流水; ⑥向换料水箱及乏燃料池提供含硼水。

容积控制 核电厂正常运行时, 从一次冷却剂系统的主管道过渡段引出一股下泄流 (其每小时的下泄量为一次冷却剂系统中一次冷却剂装量的 1/10 左右), 经再生热交换器 (用下泄流加热上充流的热交换器) 降温并经节流孔板降压, 随后, 再经下泄热交换器进一步降温和经控制阀进一步降压, 这时的一次冷却剂下泄流的压力约 1MPa, 温度在 50℃ 以下; 然后, 下泄流经净化离子交换器净化后进入容积控制箱。该箱容积为 5~6m<sup>3</sup>, 它与稳压器共同补偿一次冷却剂的容积变化, 并提供上充泵的吸入压头。上充泵从容积控制箱取水, 使之升压后, 经再生热交换器加热注入主管道冷段。通常, 设置两台离心泵和一台往复泵作

为上充泵。核电厂正常运行时,用一台离心泵向反应堆一次冷却剂系统提供上充流和主泵轴封水。通常,往复泵仅用于核电厂启动时对反应堆冷却剂系统充水和加压,以及用于该系统的密封性水压试验。在核电厂正常运行情况下,当反应堆一次冷却剂容积发生变化时,调节上充和下泄流流量,可使容积控制箱和稳压器的水位保持在正常范围内。

**水质控制** 一次冷却剂系统的下泄流在经净化离子交换器时,便除去了其中的离子态裂变产物和腐蚀产物。离子交换器前、后分别设有过滤器。前过滤器滤去下泄流中的颗粒杂质和悬浮物;后过滤器滤去下泄流从离子交换器带出的碎树脂。下泄流通过除锂离子交换器,可以降低其中的 $^7\text{Li}$ 含量,由此可以降低一次冷却剂的pH值。容积控制箱上部的空间充以氢气,其压力约0.1MPa,用以控制核电厂正常运行时的一次冷却剂中的含氢量。核电厂启动时,通过化学添加箱向冷却剂加联氨来除氧。

**硼浓度控制** 核电厂的启动、运行中的各种工况的变化,都会造成反应堆堆芯温度、燃耗、裂变产物浓度的变化。因此,必须适时地调节一次冷却剂的硼浓度,以使其对反应性的补偿能力适应反应性的变化。当需要对作为一次冷却剂的含硼溶液进行“稀释”时,可由容积控制箱上部向一次冷却剂系统注入补给水,一次冷却剂系统中多余的一次冷却剂通过疏排管线被送至硼回收系统或废液处理系统。当在燃料寿期末需要使一次冷却剂硼浓度降低时,可使从一次冷却剂系统引出的下泄流净化后通过除硼离子交换器。当需要对一次冷却剂“硼化”时,由容积控制箱底部的接管注入硼酸溶液。正常补给冷却剂时,硼酸溶液和补给水分别由流量控制阀调节流量,经混合器混合后由容积控制箱上部注入箱内。

**硼热再生系统** 核电厂运行中用以调节一次冷却剂硼浓度的系统(见图2),它是化学和容积控制系统的组成部分。在此系统中,利用了热再生离子交换器中树脂对硼的吸附能力随温度变化的特性,目的在于减少硼回收系统或废液处理系统的处理工作量。该系统主要设备为一组热再生离子交换器、一台深冷热交换器及所属制冷设备、一台调温热交换器和一台再热热交换器。当需要降低一次冷却剂硼浓度时,使由净化离子交换器出口的下泄流经调温热交换器和深冷热交换器的管侧,其温度降低至约 $10^{\circ}\text{C}$ ,其后,在经过热再生离子交换器时,其中的一部分硼被吸附在树脂中,然后,再经调温热交换器壳侧加热后进入容积控制箱。当需提高一次冷却剂的硼浓度时,使下泄流经调温热交换器的管侧和再热交换器的壳侧,其温度升高至约 $60^{\circ}\text{C}$ ,以反方向流经热再生离子交换器,此时,下泄流

从树脂中吸收硼,然后经调温热交换器的壳侧冷却后进入容积控制箱。

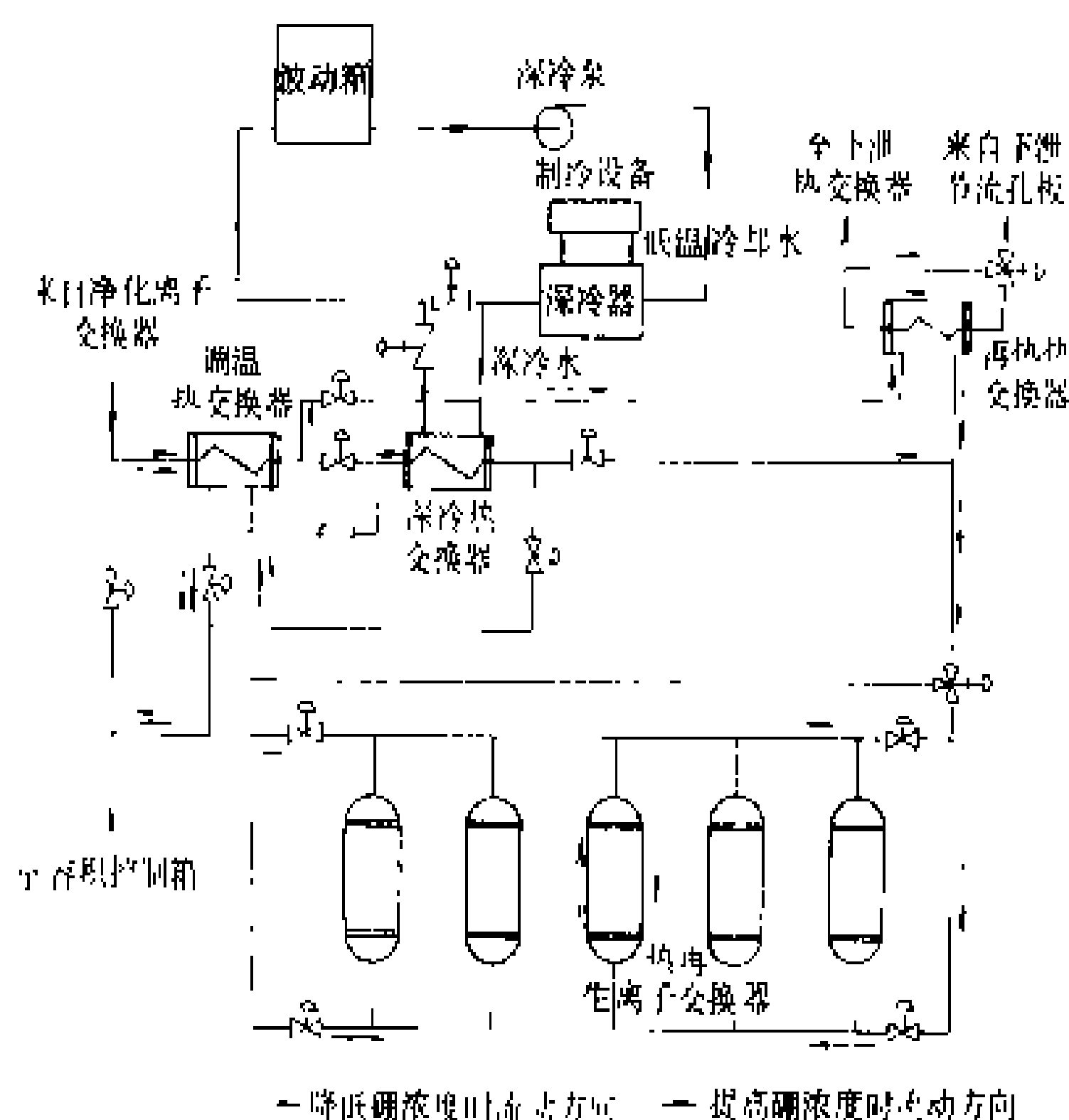


图2 硼热再生系统流程原理图

(朱文煜)

huanjing yingxiang baogao

## 环境影响报告 (environmental impact re-

port) 建设和营运单位在申请核电厂各种许可证时提交给国家环境保护部门审批的必要文件。编制环境影响报告的目的是从保护环境观点出发,通过研究厂址与环境之间的相互关系判定所选厂址的适宜性;对核电厂可能对环境造成的近期和远期影响、拟采取的防治措施进行评价;充分地说明在该厂址上能够建造拟建的核电厂,并能在整个预计寿期内安全运行和满足环境保护的要求。该报告应论证和选择技术上可行,经济、布局上合理,对环境的有害影响较小的最佳方案,为有关部门决策提供科学依据。

环境影响报告由核电厂的建设和营运单位负责提出,并只能委托持有国家环境保护主管单位颁发证件的单位承担环境影响评价工作。评价单位在开展之前编写的评价大纲,须经国家环境保护主管单位同意。核电厂基本建设各阶段的环境影响报告应分别在申请核电厂厂址审批、建造许可证和反应堆首次装料前六个月报送国家环境保护主管单位审查、批准。

环境影响报告须按照国家颁布的有关规定的內容和要求进行编制。

**各阶段的环境影响报告** 建设和运行单位在核电厂建设各阶段所提交的环境影响报告有不同的深度要求。各阶段的环境影响报告是拟建核电厂的一套连续、完整的独立文件。按照规定,核电厂的初步可行性研究阶段不编制环境影响报告。初步可行性研究报告中的

环境保护篇章可作为工程项目建议书编制的依据和附件。

选址(可行性研究)阶段的环境影响报告 应在资料调研、现场踏勘以及与参考核电厂对比分析的基础上编制。

设计阶段的环境影响报告 应根据选定厂址的现场调查和实测的环境资料以及拟建核电厂有关环境保护的设计资料和确定的核电厂设计的废物排放限值等进行环境影响评价。

反应堆首次装料阶段的环境影响报告 应根据建成的环境保护设施的性能、质量、指标和效果以及进一步获得的环境资料进行环境影响评价。

试运行阶段的环境影响报告 应根据环境保护设施试运行情况、污染物实际排放量、环境监测资料以及存在问题和解决措施等进行评价。

### 环境影响报告的主要内容

概述 概要介绍核电厂工程项目和环境影响报告编制的依据。

厂址与环境 提供厂址地区有关环境的物理的、化学的和人群特征的基本资料。

(1) 厂址地理位置。说明核电厂厂址所在位置(省、市、县、乡)和反应堆堆址的经纬度。

(2) 人口分布。调查并给出按国家有关规定划分的厂址半径区域内各子区的人口数,以及可预见的核电厂运行第一年、核电厂寿期内每隔十年的预期人口数及依据。应特别注意核电厂紧邻地区的人口分布和本区域的人口稠密区和人口中心、流动人口以及特殊设施如医院、监狱等。(见人口密度)

(3) 土地利用及资源概况。说明半径 15km 范围内工矿、交通、军事和文化设施的位置和简要情况。按子区给出供农业专用的土地面积、主要作物品种及产量,牧场专用的土地面积及畜、奶产量。查明用于商业养殖及捕捞的水体,包括水生生物的种类、数量、产量、生活习性,以及野生生物赖以生存的水体和土地等情况。必须特别注意查清那些对确定食物链输运有重要作用的特征。

(4) 气象。描述厂址区域的一般气候特征,包括基本气象要素和现象,如风速、风向、气温、降水量、湿度、大气稳定度参数和持续逆温等。核电厂运行前和运行期间,在厂址或厂址附近完成观测并记录主要气象要素的气象观测计划。厂址的评价必须包括至少一整年逐时的观测资料和可从其他的来源得到的任何其他现有资料。根据区域调查资料,采用其范围包括任何可能影响大气弥散的厂址和区域的异常地形特征及核电厂特征的模式,评定放射性释放物的大气弥散。(见气象)

(5) 水文。描述厂址区域的地表水文特征,包括天然水体和人工水体的主要特征、主要挡水构筑物、取排水口的位置和区域内用水的资料。按需要完成地表水文调查和测量计划,确定水体的弥散特征,以论述温排水对受纳水体的温度影响和估算放射性废水在不同地点的水体稀释因子及年均放射性核素浓度。描述厂址区域的地下水文条件,包括含水构造的主要特征、与地表水的相互作用和区域内地下水利用资料。提供对厂址有影响的暴雨、风暴潮、溃坝、潮涌、海啸等造成的洪水水位、流量、规模及作用等资料。(见水文)

(6) 地质、地震。概述厂址周围的地形地貌和厂址区域的主要地质特征及结论性意见;给出地震烈度级别及区域稳定性等有关结论性意见。(见地质、地震)

(7) 居民健康状况。给出厂址半径 15km 范围内居民的地方病、遗传疾病和癌症发病率。

(8) 噪声。给出厂址半径 5km 范围内的环境噪声水平。

电厂 阐述核电厂建设的一般情况,包括厂区规划及平面布置,反应堆、核蒸汽供应系统、电力系统、电厂用水和散热系统、输电系统、专设安全设施、放射性废物处理系统和源项、化学物质排放、生活废物和放射性物质运输的描述。重点描述三废处理系统、专设安全设施和污染物源项。

电厂施工过程对环境的影响 论述核电厂施工过程中对环境造成的影响,重点论述土地和水利用导致的影响。

电厂运行的环境影响 着重分析核电厂正常运行对环境的辐射影响以及温排水对水生生物生态的影响。

(1) 散热系统运行的影响。描述核电厂温排水对水环境的物理影响及生物效应。

(2) 正常运行的辐射影响。评定核电厂的放射性释放物可能到达并影响人的直接的和间接的途径(包括气态途径和液态途径)。在进行这种评定时,必须考虑区域和厂址的异常特征,并特别注意生物圈在放射性核素积累和输运中的作用。

根据厂址或附近气象台(站)现有的气象统计资料计算不同方位、不同距离的年均大气弥散因子和各核素的年均干、湿沉积因子;同时,根据有关水文资料估算受纳水体不同地点的水体稀释因子和年均放射性核素浓度。按照国际原子能机构推荐的计算模式及有关参数,计算气态和液态释放物中各放射性核素通过各种照射途径对公众导致的个人有效剂量当量和集体有效剂量当量。对照国家有关规定中核电厂向环境释放的放射性物质对公众中任何个人(成人)造成的有效剂量当量的剂量限值(一般每年应小于 0.25mSv),对核电厂正常运行对环境的辐射影响作出评价,并通过调

查和计算确定关键居民组、关键核素和关键照射途径。

**电厂事故的环境影响** 分别论述在偏保守和现实的两重假定条件下,核电厂潜在事故对环境的影响。论证厂址条件和核电厂,特别是它的专设安全设施的设计及性能,是否满足国家有关环境辐射防护规定的要求。

按照国际原子能机构和国际放射防护委员会(international commission on radiological protection, ICRP)有关导则的计算模式及参数,计算所分析事故中释放到环境的源项;并按当地气象观测资料估算各事故工况下不同时间间隔、不同距离的大气弥散因子;据此计算各种事故工况下不同时间间隔与不同距离的个人有效剂量当量、甲状腺剂量当量以及 80km 范围内集体有效剂量当量和集体甲状腺剂量当量。对照国家有关环境辐射防护规定中的事故剂量限值,对核电厂事故的环境影响作出评价,并确定非居住区和限制区的大小和范围,论证厂址适宜性。

根据核电厂事故对公众的潜在辐射后果、人口密度和分布以及特殊的厂址地理特征,评价应急计划的可行性。

**流出物监测和环境监测** 提供核电厂运行前的环境监测方案及其监测结果、核电厂运行期间(常规和事故两种条件下)流出物和环境监测方案以及其质量保证计划。

**厂址筛选** 详细提供几个候选厂址的自然环境和社会环境概况,给出各候选厂址的大气和水的扩散稀释能力,论述核电厂运行对环境的影响及厂址区域的外部自然事件和人为事件对核电厂安全运行可能产生的影响。通过各候选厂址的比较,提出各候选厂址有利和不利的条件,排列出优选顺序。论述推荐厂址适宜性的理由,对其存在的不利条件,尽可能提出解决的办法。(见厂址选择)

**电厂建设和运行的效益分析** 通过代价和利益的分析,充分论述核电厂建设和运行所带来的经济效益、环境效益和社会效益。

**结论** 根据国家的有关法规和标准对核电厂正常运行和事故工况下对公众导致的个人有效剂量当量给出结论性的评价意见,确定核电厂运行对环境的影响的关键居民组、关键核素和关键照射途径。明确指出存在的问题和为改善环境质量应采取的相应措施。

(孙呈志)

huangjing yingxiang pingjia

**环境影响评价** (environmental impact assessment) 在核电厂的选址、设计、建造、运行和退役等阶段就其建设、运行和退役(包括退役后)等

过程可能对环境造成的影响所进行的评估。环境影响评价的目的是对核电厂产生的污染和对环境影响作出评价,并提出防治措施,以保护环境,改善环境质量。

环境影响评价内容一般包括正常和事故状态下放射性物质及非放射性有毒有害物质排放的环境影响评价,重点是放射性物质排放的环境影响评价。

**放射性物质排放的环境影响评价** 评价的具体工作内容因阶段不同而有所差别。选址阶段的主要工作内容是通过资料调研、现场踏勘及参考电厂数据资料的类比,提供足够的厂址区域的环境资料(地质、地震、水文、气象、人口分布等),预估核电厂可能的环境影响,判断厂址的适宜性,并对工程设计提出环境保护方面的要求。在设计建造阶段,主要的评价工作内容是通过实地调查或实验手段,提供厂址区域实际的环境资料,预测其正常运行和事故状态下的环境影响,提供环保设施的设计参数,说明其是否能满足有关的规定和要求,提供放射性水平本底调查结果和环境监测计划,并评价施工建造过程的环境影响。在运行阶段,主要是根据环保设施的运行情况、流出物的实际排放量的环境监测资料,对核电厂运行过程实际的环境影响作出评价。在退役阶段,评价工作重点是通过退役方案、退役过程及退役以后的源项分析,预测退役过程和退役后的环境影响,提出保护环境的措施。

评价方法有两种。一种是利用核电厂流出物的排放资料,采用合适的环境转移模式和剂量估算模式,计算放射性核素排放在各种环境介质中的辐射水平,进而估算公众中的最大个人有效剂量当量和剂量当量负担,以及整个受照人群的集体有效剂量当量和集体剂量当量负担,并与国家规定的相应的剂量限值和本底照射水平作比较。另一种是借助于环境监测资料进行类似的计算。鉴于核电厂正常排放产生的环境放射性水平的增量在多数情况下比放射性本底水平小得多,因此,借助于环境监测结果所作的估算一般是作为补充的和具有验证作用的方法,并用于发现异常或事故排放。事故条件下,上述两种方法则是相辅相成、互相补充的两种评价方法。运用模式估算剂量中的几个关键环节是:①选择合理的评价模式,它们应能表征放射性核素在环境介质中的迁移转化规律,还应能反映人体对放射性核素的摄入和代谢特征;②选择能够反映核电厂及其厂址特征的各种计算参数,例如扩散参数、气象、水文参数,核素在环境介质中的转移参数,以及居民对食品和饮水的消费量等;③进行模式有效性和参数不确定性分析,以估计模式预测结果的可靠性。

**非放射性有毒有害物质排放的环境影响评价** 主要指核电厂温排水及化学污染物排放的环境影响评价。温排水排放的影响,包括物理影响和其产生的生物

效应。前者的评价应确定水体的温度随时空的变化、最大温升、最高水温及混合区范围；后者指温排水排放及冷却水取排水构筑物对水生生物的影响。由于核电厂的余热全部从冷却水中排出，温排水排放也是核电厂环境影响评价的主要内容之一，可通过数值模拟计算或热污染模拟实验进行评价。核电厂也向环境排放一定数量的化学污染物，也应该加以评价，其评价方法同燃煤燃油电厂的环境影响评价。

**评价指标** 核电厂放射性物质排放环境影响评价的基本评价指标是核电厂向环境排放的放射性物质造成的公众中个人的最大有效剂量当量（即关键居民组所受的平均有效剂量当量）和群体接受的集体有效剂量当量。个人剂量当量负担和集体剂量当量负担也是评价的基本指标，它们预示个人终身所受的剂量和居民组或群体的剂量负担。对于非放射性有毒有害物质的排放，目前尚未建立一种可以对各种有毒有害物质的危害加以比较的定量指标，多数情况下，采用环境介质中有毒有害物质的浓度（或含量）作为基本评价指标。

**评价管理程序** 选址、设计、建造和退役阶段的环境影响评价，由核电厂营运单位委托持有建设项目环境影响评价证书的单位进行评价。评价单位应根据国家有关法规的要求开展评价工作，包括资料收集、现场踏勘、现场或实验室模拟实验、模式计算与数据处理以及编写环境影响报告书等。环境影响报告书必须先报送核电厂上级主管部门预审，然后报送国家环境保护机构批准。运行阶段的环境影响评价，一般由核电厂营运单位自行完成。

#### 参考书目

John E. Till and H. Robert Meyer. Radiological Assessment (a Textbook on Environmental Dose Analysis). NUREG/CR-3332. USNRC, 1983

(陈竹舟)

nuanliao fangan

**换料方案** (refueling scheme) 考虑到核电厂运行、检修的需要，更换反应堆燃料的办法。换料方案包括确定卸出和装入哪些燃料组件以及堆芯内新旧燃料组件（包括不同的控制毒物）的重新布置。轻水反应堆核电厂的初始堆芯由几种燃料组件组成，它们的结构、尺寸和材料虽然相同，但是核燃料的富集度以及组件中包含的可燃毒物数量不同，经过辐照后核燃料

的同位素成分变化也不同。换料时通常更换  $1/3 \sim 1/4$  的燃料组件。换料方案既要保证核燃料的经济利用，又要满足保证运行安全必需的限制条件。目前，压水堆核电厂主要的换料方案有：分区装载、分区和“跳棋盘”式相结合的装载及“低泄漏”装载三种。

(1) 分区装载：把堆芯在径向上分成若干区域，分别装以不同富集度的燃料组件。通常，燃料的富集度是从外围向中心逐渐减小的。换料时，卸出堆芯中心区域的燃料，而后依次将燃料由外区移向内区，把未经辐照的新燃料装在堆芯的外围区域。这种布置下，堆芯功率分布较均匀，但在区域交界处可能引起较大的局部功率峰因子，卸出燃料的燃耗深度较高（见燃耗）。

(2) 分区和“跳棋盘”式相结合的装载：未经辐照的新燃料在堆芯外围区，每次换料  $1/3$ 。在堆芯中心区域插花式地布置经过一、两个循环辐照的燃料组件，从而在内区形成“跳棋盘”式的布置。加上合理地布置可燃毒物，这种布置具有比较平坦的内区功率分布，而且换料时可以减少辐照过的燃料组件的重新移动。

(3) “低泄漏”装载：在堆芯最外围布置一层反应性最低的燃料组件。这种布置减少了堆芯的净中子泄漏，使更大比例的中子产生在堆芯内中子价值较高的区域，从而降低了燃料装载量。另外，采用低泄漏装载方案后，可降低压力容器的中子辐照，延长压力容器寿命。尽管这种布置会增加径向功率分布展平的难度，但实践已经表明，借助可燃毒物的合理布置，这种装载方案完全可以满足核电厂安全要求。

不同类型反应堆，采用不同的换料方案。例如：加拿大的 CANDU 型重水堆采取水平方向连续换料方案，联邦德国球床高温气冷堆采取轴向连续装卸料换料方案。

#### 参考书目

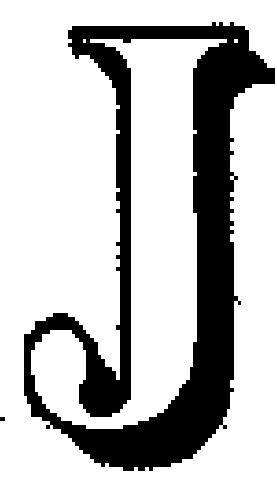
杜德斯塔特，汉密尔顿著，核反应堆分析，吕应中等译，北京：原子能出版社，1980 (Duderstadt JJ, Hamilton LJ. Nuclear Reactor Analysis. John Wiley & Sons Inc. 1976)

谢仲生主编，核反应堆物理分析（上册）第二版，北京：原子能出版社，1984

(张育曼)

huitu shuizhi guanli

**回路水质管理** (water quality management of circuits) 见反应堆水化学。



jiguang jubian shiyan zhuangzhi

**激光聚变实验装置** (laser fusion experiment device) 以研究极短脉冲强功率激光照射下燃料微丸的聚爆过程及有关工程技术为目的, 可以进行广泛诊断测量的装置。在各种惯性约束聚变途径中, 以激光为驱动器的实验研究的历史最长, 达到了很高的水平。短脉冲强功率激光器是一项应用广泛的高技术, 微丸高压压缩比聚爆可以模拟核试验环境, 故激光聚爆研究与军事科学有密切关系。

激光聚变实验装置由激光驱动器、靶室、燃料微丸产生器及必要的诊断设备组成。

**激光驱动器** 这是装置的最关键部件, 对实验模式及内容起决定性作用。一般要求提供多路对称照射。激光功率输出要按最佳的等离子体与激光耦合来进行脉冲成形。发展水平较高的激光器有: ①钕玻璃激光器, 以美国劳伦茨利弗摩尔国家实验室 (LLNL) 的 NOVA 为代表, 10 路, 脉宽  $0.1 \sim 3\text{ns}$ , 输出总功率  $10^{14}\text{W}$ , 能量  $10^5\text{J}$ ; ②二氧化碳激光器, 以美国劳斯阿拉摩斯 (LA) 实验室的 Helios 为代表, 24 路, 脉宽  $1\text{ns}$ , 功率  $4 \times 10^{13}\text{W}$ , 输出能量  $4 \times 10^4\text{J}$ ; ③氟化氪激光器, 是一种新发展的激光器, 具有波长短 ( $0.249\mu\text{m}$ )、不需倍频、效率高、造价低的优点, 有发展前景, 功率输出已达到  $2 \times 10^3\text{W}$  水平。

**靶结构及聚爆驱动模式** 靶结构对实现高效率聚爆及高能量增益有重大作用。不同聚爆驱动模式也要求不同靶结构。有两种驱动模式: ①直接驱动, 即利用多路对称光束直接使靶丸表面烧蚀产生向外喷射的动量流以实现内心燃料的聚爆。应用的先进靶型有双壳靶、泡沫靶及低温靶。它们的结构较简单 (球的最中心处置高压氘氚气体, 外包金属箔, 再外层有较厚的氢, 外壳用  $\text{SiO}_2$  包严), 迄今大多数实验采用直接驱动型。②间接驱动或辐射驱动, 采用空腔靶或空心球靶, 激光从球壳上小缝中射入球腔, 经多次与腔壁材料相互作用转换成强 X 射线, 这些均匀度很高的强 X 射线照射球心处的燃料使其产生聚爆。

激光聚爆实验研究已达到很高水平, 但离能量得

失相当还有相当距离。直接聚爆研究还停留在关键物理问题的试验阶段 (激光输入能量  $0.1 \sim 10\text{kJ}$ ), 正步入磁流体等熵聚爆研究阶段 ( $10 \sim 100\text{kJ}$ ), 而点火实验要求  $0.1 \sim 1\text{MJ}$ , 高增益阶段要求  $1 \sim 5\text{MJ}$ ; 间接聚爆已产生  $2\text{keV}$  的等离子体温度,  $n\tau$  值达  $2 \times 10^{14} \sim 4 \times 10^{14}\text{s} \cdot \text{cm}^{-3}$  (NOVA, 1986 年), 但 X 射线转换效率不够高, 激光器的功率和效率都还要提高一个数量级。

**诊断** 要对输入激光、散射激光、冕等离子体参数、聚爆物理过程和特征、聚变中子等进行测量, 涉及超短时间小空间的时空分辨诊断技术。已发展了激光卡、粒子及 X 射线卡、X 射线高速扫描照相、X 射线谱仪、针孔成像仪、带电粒子及中子飞行时间谱仪等多种尖端诊断设备。

(石秉仁)

jizhongshi taiyangneng refodian

**集中式太阳能热发电** (solar thermal central receiver system) 利用光学系统聚集太阳辐射能量, 用以加热工质的发电方式。它是在很大面积的场地上, 装有许多台大型反射镜, 通常称之为定日镜 (heliostat), 每台都各自配有跟踪系统, 准确地将太阳光反射集中到一个高塔顶部的接收器上, 因此又称为塔式太阳能发电 (solar tower)。接收器上的聚光倍率可超过 1000 倍。这是光热转换的关键部件。由于这个接收器的功率高和工作温度高, 故又称为“太阳锅炉”。在这里, 把吸收的光能转换成热能, 再将热能传给工质, 经过储热环节, 再输入热动力机, 膨胀做功, 带动发电机, 最后以电能的形式输出。

**定日镜** 这是集中式太阳能热发电系统中最主要的部件。其造价占整个系统造价的 50% 以上, 所以研究出结构简单、运行灵活、寿命长、价格低的定日镜是这种太阳能热发电方式能否与常规能源发电方式相竞争的关键问题。目前采用的定日镜, 是将多块大型平板玻璃反射镜铺装在稍带曲面的钢架结构上。钢架可俯仰运动, 再由可左右旋转的圆柱支撑。每台定日镜一般由各自的微型电子计算机指挥控制驱动电机, 使定日镜进行方位角和高度角的双轴跟踪。按 80 年代初的价格, 这种定日镜造价可低到 125 美元/ $\text{m}^2$ 。如果造价降到 100 美元/ $\text{m}^2$  以下, 即可能与常规火电厂相竞争。另一种正在研制的是将镀有反光金属的薄膜塑料, 密封在大直径的轻金属环上, 中间抽气, 使薄膜微微下凹, 形成一个整体的曲面反射镜。其总体重量大为减轻。这种定日镜造价可在 25 美元/ $\text{m}^2$  左右, 因而很有发展前途。

为了能够放置数量达几千台的定日镜, 而且各个定日镜之间又有适当的间距, 以免在跟踪运动时造成



阴影遮住太阳光，因而定日镜场地的设计是十分重要的。根据计算，发电系统的功率与场地面积之间的关系，如表所列。定日镜场地平面图形可为圆形或扇形。

发电系统功率与场地面积的关系

发电功率 (kW)	定日镜场地面积 (m×m)
1000	110×110
10000	300×300
100000	950×950
500000	2100×2100

接收器 常用的结构有空腔型和外部受光型等。前者的空腔内壁布满了蒸发器和过热器的管道。后者的管道则布置在外壁。放置接收器的高塔是根据反射光的仰角计算的，只要仰角超过 60°，全年的集光效率即可达 90% 以上。由此看来，增大塔的高度可提高系统效率，但带来的却是塔的建筑造价问题。若采用水汽系统，则使将水送上高塔的动力大为增加。有人认为，塔高等于正方形场地边长的一半较为合适。对于圆形的定日镜场地，塔的位置大体是处于中央。经试验表明，在塔北面的定日镜利用率高，所以有些定日镜场地是扇形，塔处于场地南端的扇把位置。

传热工质 选用水汽系统有许多优点，因为工业界和使用者对此都很熟悉，有大量的工业设计和运行经验，附属设备也已商品化。但腐蚀问题是其不足之处。对高温大容量系统，利用钠作热传输工质是有利的。钠有优良的导热性能，可在 3000kW/m² 的热流密度下工作。实际设计数据一般是在 1000kW/m²，所以是安全的。目前在核反应堆中有用钠作工质的，其设计和运行经验都可借用，完全可以满足建造 100~300MW 太阳能热发电系统的需要。另外，用于这种大功率系统的工质还有熔盐，常用成分是硝酸钾与硝酸钠的混合物，使用温度不超过 450℃。从热力循环系统来说，上述工质都是用于兰金循环(Rankine cycle)，若用布雷顿(Brayton)循环，则用空气或氦作为工质。在接收器中加热的气体可直接输入涡轮机，以省去中间热交换器，工作温度为 815℃。若接收器用陶瓷制成，温度可达 1000℃。用空气作传热工质的优点是便宜和实用。然而其导热系数和热容量都比钠、熔盐和水汽为低，因而需要大的管道。同时空气接收器本身也大而重，其单位面积的功率为 0.1~0.2MW/m²。钠、熔盐和水都作为储热工质。对于大功率太阳能热发电来说，最好是并网输出电力，其蓄热装置只要考虑天气变化和停机后再启动的需要，大约可供 4~5h 的发电容量即可。

应用实例 美国在加利福尼亚州的 Barstow 建立

了 10MW 的太阳能热发电装置，1982 年 4 月投入运行，这是当时世界上最大容量的塔式太阳能热发电装置。总占地 130 英亩。有 1818 块大型定日镜，每块面积为 39.3m²。以水和蒸汽作为传热工质。塔高 80m。用导热油与 6798t 石块储热，可保证 4h 的 7000kW 电力输出。在此发电系统的基础上，又在设计建造 100MW 的塔式发电装置，占地 2000 英亩。并且正在研究更精确的跟踪系统以及高反射率的反光塑料和金属薄膜和以熔盐作为传热工质等问题。在意大利的西西里，由欧洲共同体资助而建造的 1000kW 塔式太阳能热发电装置已于 1981 年 4 月正式投入运行，并入国家电力系统。参加设计制造的有欧洲共同体成员国意大利、法国和联邦德国。采用双轴跟踪的定日镜有两种型式。一种是由法国研制的，有 70 台，每台定日镜面积 52m²，由 8 条长的平面镜组构成，每条有 6 块 0.6m×1.8m、厚度为 0.6mm 的平面玻璃，背面镀银。整体弯成弧形，聚焦在 100~200m 的地方。另一种型式是由联邦德国研制的，有 112 台定日镜，每台面积为 23m²，由 16 块 1.2m×1.2m 的方镜组成，聚焦在 200m 处。塔式接收器为空腔型，开口 4.5m，倾角 110°，塔高 55m。蒸汽输出 4860kg/h，512℃，6.48MPa，汽轮机前为 510℃，6.08MPa。可发机械功率 1200kW，带动 1100kW 的发电机，输入电网 1000kW。总投资为 1100 万美元。在法国南部，由法国政府提供资金建造的 2000kW 塔式太阳能热发电装置，已在 1983 年初开始运行。它有 200 台定日镜，每台面积为 54m²，塔高 100m。在接收器中加热熔盐到 540℃，由管道输送到地面上的热交换器，加热水，形成蒸汽推动常规的汽轮发电机组。日本按照其“阳光计划”，由三菱重工业公司研制成的功率为 1000kW 的太阳能热发电装置，安装在四国的香川县仁尾町海边。该处日照条件较好，又无台风和冰雹，已于 1981 年 8 月开始运行。它有 807 台 4×4m² 的定日镜，塔高 60m，圆形场地的直径为 180m，接收器直径 8.5m，聚光倍率为 170，接收器出口蒸汽压力为 4.05MPa，用压力水储热。1984 年完成了试验与评价工作。在西班牙南部，由国际能源署的几个成员国提供经费来设计建造功率为 500kW 的太阳能热发电装置。同时，西班牙政府投资又建造了一个 1200kW 的装置，并已于 1983 年开始运行。其目的是为了研究利用金属钠和熔盐作为工质。

(廖少葆)

qishu zhiyuan zhongxin

技术支持中心 (technical support center)

支援操作人员进行高级思维的信息处理系统。其目的在于协助操作人员提高判断能力、操作水平和事故

处理能力。该系统又称操纵员支援系统或辅助操纵员系统。技术支援中心具有咨询作用,配备比较强的计算机分析工具,包括工程仿真机,以分析事故的原因,探索预期进行的操作可能产生的后果,为操作人员、值班主任以及安全工程师提供咨询和建议。

核电厂技术支援中心是20世纪70年代发展起来的,特别是在美国三里岛核电厂事故之后,其发展尤为迅速,到80年代末期,已在所有核电厂中进行推广。最早开发的是联邦德国的STAR系统,该系统运用因果分析法对核电厂进行监测诊断。美国电力研究院(EPRI)所属核安全分析中心(NSAC)研究开发了“诊断分析和监督系统”(DASS)和“安全参数显示系统”(SPDS)。它们都在核电厂上得到应用。

技术支援中心的功能有:①安全参数显示和监督,利用计算机信息处理和阴极射线管(CRT)显示,集中监督与安全有关的参数,记录事故的起因和发展,并分析事故严重程度;②对核电厂事故进行诊断,利用因果分析法或模拟技术,对核电厂的事故进行分析;③指导操作,利用计算机信息处理和CRT显示,显示核电厂系统的工作状态、参数和异常情况,并协助操纵人员事故判断和操作处理的程序。上述功能可以通过在集中的计算机和控制盘上进行操作来实现,亦可由单个的专用计算机来完成。为了利用更精确的模型进行分析,还可以通过数据通信将技术支援中心与计算中心连结起来。

(蒋滨森)

jianshe qianqi gongzuo

**建设前期工作** (pre-project and pre-construction activities) 核电厂建造前需做的工作。由于核电厂设备制造技术要求高、难度大、管理要求严格和安全要求高,核电厂的建设对国家的工业基础和管理体制影响较大。一般一个国家要发展核电厂前,应规划好以下各方面事项:

- (1) 全国或核电厂所在区域的能源供应计划和电力系统发展计划;
- (2) 实施核电规划所需的立法依据的框架;
- (3) 核安全管理机构和有关各方面组织机构的框架;
- (4) 国际核合作协议;
- (5) 国内工业基础结构与建设核电厂的最低要求相适应,并作出相应的部署(见核电基础结构);
- (6) 核电国产化的计划和部署。

对已具备核电厂建设条件的国家,核电厂建设的前期工作可归结为工程立项前的工作和施工开始前的准备工作。

工程立项前的工作 首先选择决定核电厂的类型,机组容量和电厂的规模,设备的供应来源和实施方案。进行初步经济分析、资金筹措方案研究。在此研究分析的基础上编制初步可行性研究报告。

同时进行厂址选择工作,对一些可能厂址进行查勘,分析比较,选出一两个优先候选厂址,并编写核电厂厂址选择报告和核电厂环境影响报告。以上报告经有关政府当局批准后才能立项。

施工开始前的工作 核电厂营运单位在获得政府有关部门的工程项目建设书的批准书后,可以进行建厂施工前的工作。主要是:

- (1) 建厂合同方式的选择;
- (2) 厂址特征的勘探与调研,包括地质、地震、水文、气象、人口密度等;
- (3) 设备的供应(包括核燃料供应),确定适用的标准和规范,编制技术条件和招标书,进行招标和评标,合同谈判,最后签署合同;
- (4) 资金筹措,应尽可能落实到位,并估算发电成本和偿还方式;
- (5) 场地准备工作,如厂址征地、安排好交通运输、供水、供电、物资供应和通信等,如必要可和地方当局签署一些协议;
- (6) 编制核电厂可行性研究报告,核电厂厂址选择报告、核电厂环境报告和核电厂初步安全分析报告。这些报告经有关政府当局批准并获得建造许可证后方可进行建造。

为及时完成上述工作,应制订周密的计划。建设前期工作如计划不周,在施工阶段势必会出现被动局面,导致经济上的损失。筹建单位为组织好前期工作,需要成立约30人左右的管理工程项目的机构。其多数成员应是具有工程经验和良好判断能力的专业骨干。

(左 湖)

jieheneng

**结合能** (binding energy) 把一个粒子从一个系统中取出所需的净能量(有时也称为分离能)或把一个系统分解为它的组成粒子所需的净能量。自然界中煤和石油在燃烧过程中所释放的化学能,是原子重新组合及其电子重新分配的结果。而原子弹、反应堆与氢弹所释放出巨大的能量,即原子核的结合能,简称核能,都是由于原子核内发生变化,质子、中子重新分配的结果,核外周围电子不起作用。

质能关系 质量和能量都是物质的属性。A. 爱因斯坦(A. Einstein)提出的相对论给出了质能关系式 $E=mc^2$ ,或称质能联系定律,其中 $m$ 为物质质量, $E$

是与其相应的能量， $c$  是真空中光速。其微分形式  $\Delta E = \Delta mc^2$  表示了体系能量的变化和质量的相互联系。体系有质量的变化就一定有能量的变化，反之亦然。这表明只有质量而没有能量或只有能量而没有质量的物质是不存在的。

**质量亏损** 组成原子核的各个核子的质量和与该原子核质量之差。实验发现：①原子核的质量总是小于组成它的核子的质量和，即有  $\Delta m(Z, A) = Zm_p + (A - Z)m_n - m(Z, A)$ ，其中  $\Delta m(Z, A)$  表示质量亏损， $A$  为质量数， $Z$  为原子序数， $m_p$  为质子质量， $m_n$  为中子质量。②所有原子核的质量亏损都是正值，即  $\Delta m(Z, A) > 0$ 。这表明了由自由核子结合成原子核时，一定有能量释放出来。

根据质能关系可知质量亏损  $\Delta m(Z, A)$  相应的原子核所释放的能量，即原子核的结合能  $B(Z, A)$ ，应为  $B(Z, A) = \Delta m(Z, A)c^2$ 。如以由两个质子和两个中子组成一个氦 ( $^4\text{He}$ ) 核为例，结合能  $B(^4\text{He}) = 28.30\text{MeV}$ 。这意味着，两个质子、两个中子结合成一个氦核要放出  $28.30\text{MeV}$  的能量。或者说，若将氦核拆成自由的质子和中子，则需要对体系作  $28.30\text{MeV}$  能量的功，才能克服核子之间，即质子与质子、质子与中子、中子与中子之间的作用力。对于  $^{235}\text{U}$ ， $Z = 92$ ， $A = 235$ ，计算可得其结合能  $B(^{235}\text{U}) = 1783.8\text{MeV}$ 。

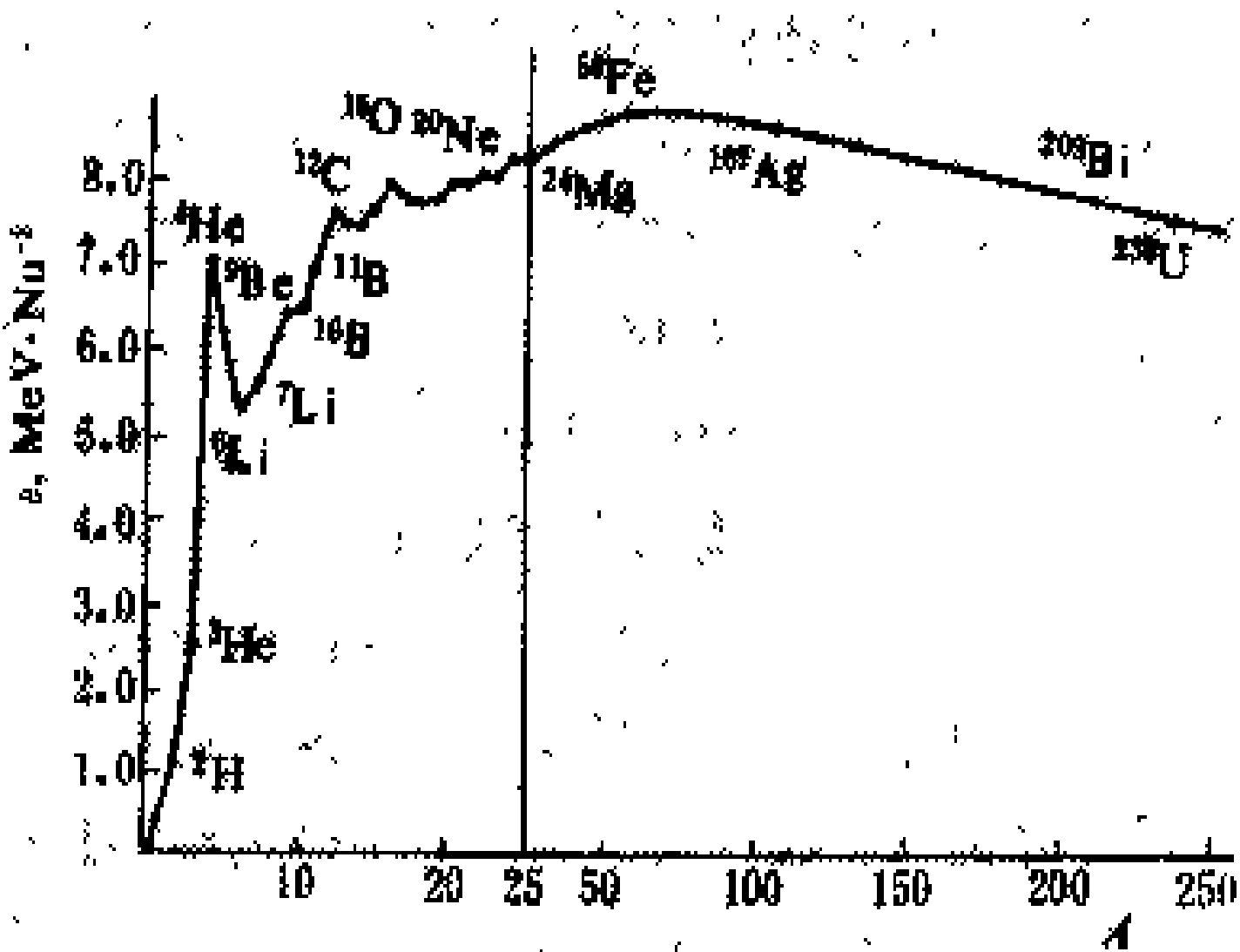
**比结合能  $\epsilon$**  表示原子核中平均每个核子的结合能。它表示了若把原子核拆成自由核子，平均对每个核子所要做的功，是表示原子核结合松紧程度的物理量。比结合能越大的原子核结合得越紧，反之亦然。

一些核素的结合能和比结合能

核素	结合能 $B$ (MeV)	比结合能 $\epsilon$ (MeV · Nu <sup>-1</sup> )
$^1\text{H}$	2.224	1.112
$^2\text{He}$	8.481	2.827
$^4\text{He}$	28.30	7.07
$^6\text{Li}$	11.99	5.33
$^7\text{Li}$	39.24	5.61
$^{12}\text{C}$	92.16	7.68
$^{14}\text{N}$	104.66	7.48
$^{15}\text{N}$	115.49	7.70
$^{16}\text{O}$	119.95	7.46
$^{18}\text{O}$	127.61	7.98
$^{17}\text{O}$	131.76	7.75
$^{19}\text{F}$	128.22	7.54
$^{18}\text{F}$	147.80	7.78

续表

核素	结合能 $B$ (MeV)	比结合能 $\epsilon$ (MeV · Nu <sup>-1</sup> )
$^{40}\text{Ca}$	342.05	8.55
$^{56}\text{Fe}$	492.3	8.79
$^{107}\text{Ag}$	915.2	8.55
$^{129}\text{Xe}$	1087.6	8.43
$^{131}\text{Xe}$	1103.5	8.42
$^{132}\text{Xe}$	1112.4	8.43
$^{208}\text{Pb}$	1636.4	7.87
$^{235}\text{U}$	1783.8	7.59
$^{238}\text{U}$	1801.6	7.57



比结合能曲线

每个核子的结合能比原子中每个电子的结合能要大得多，说明在原子核中核子之间结合得相当紧，而原子中电子被原子核的束缚要松得多。曲线的形状是中间高且较平坦，两端低。这表明中等质量核 ( $A$  从 50 到 150) 结合得紧些，轻核和重核 ( $A > 200$ ) 结合得较松。根据这样的比结合能曲线，预言了原子核能的利用。第一种形式称为重核裂变，一个重核分裂成两个中等质量核过程中， $\epsilon$  由小变大，有核能释放出来，例如  $^{235}\text{U}$  核吸收中子产生裂变反应， $\epsilon$  由 7.6 增大到  $8.5\text{MeV} \cdot \text{Nu}^{-1}$ ，一次核裂变约有  $210\text{MeV}$  的能量释放出来 (见裂变反应)。这就是原子弹和裂变核反应堆能释放出巨大能量的道理。另一种形式称为轻核聚变，例如氘核和氚核聚合反应生成氦核的过程中就有  $20\text{MeV}$  以上的核能放出 (见聚变反应)。这是氢弹和热核反应释放大量能量的基本原理。

参考书目

[美]拉马什著，核反应堆理论导论，洪流译，北京：原子能出版社，1977 (Lamarsh J R. Introduction to Nuclear Reactor Theory. Addison-Wesley Publishing CO., 1966)

(郑福裕)

jīnshuǒyóu

**金属铀** (metallic uranium) 呈金属形态的铀,是一种核燃料。由于实用的金属燃料只有铀及其合金,习惯上把这类燃料统称为金属核燃料。金属铀的密度高、导热好、且易于加工;在天然铀石墨堆和天然铀重水堆中用金属铀即可达到临界,所以在反应堆发展初期,一些军用钚(钚)生产堆自然就选它作为核燃料。

金属铀在熔点(1405K)以下存在三种同素异形体,即 $\alpha$ 、 $\beta$ 和 $\gamma$ 相。在941K时发生 $\alpha \rightleftharpoons \beta$ 相变,在1048K时发生 $\beta \rightleftharpoons \gamma$ 相变。 $\alpha$ 相和 $\beta$ 相铀均有复杂的晶体结构,各向异性极严重(见铀)。特别是 $\alpha$ -U的热膨胀系数在 $a$ 轴和 $c$ 轴方向为正, $b$ 轴方向为负,在相变时发生急剧的体积(密度)改变。工业上用钙或镁屑与 $UF_4$ 粉末混和后放在钢料坩埚(反应弹)中,由热还原法制取金属铀。然后经熔炼、铸造、挤压或轧制及热处理和机加工制成金属铀燃料元件。在低温加工变形中,金属晶粒发生择优取向(称为织构),使多晶铀仍有明显的各向异性。在热循环或中子辐照下, $\alpha$ -U出现较严重的生长,这是体积不变的尺寸变化;辐照诱发燃料的应力而引起晶界裂纹萌生、发展,使密度降低,称空化肿胀。另一类肿胀则与裂变产物(包括气体和固体)的积累有关。显然,肿胀是体积增大的现象,与温度有关。一般认为:在673~873K范围肿胀最大;873K以上出现裂变气体引起的肿胀;而在673K以下肿胀很小。

因为金属铀的化学性质活泼,各向异性和机械性质较差,所以人们用添加合金元素和热处理等办法来改善金属铀的性能,特别是抗辐照性能。一种方法是添加微量(2000~4000ppm)Fe、Al、Si和Sn,加以 $\beta$ 热处理来消除织构,并使晶粒细化,形成细小的沉淀相;另一方法是添加Mo、Zr和Nb以形成 $\gamma$ 相铀合金,典型的U-Mo合金(U的质量百分比10%)就是一例。

在反应堆中,金属铀燃料一般使用在873K以下,主要用 $\alpha$ -U及其合金,少量用 $\gamma$ 相铀合金。1942年世界上第一座反应堆用了约100t天然铀金属燃料。国内外的钚生产堆大量使用铝(或铝合金)作包壳的天然铀或铀合金柱状燃料元件。早期的(1961年前)核潜艇曾用Zr-2合金作包壳的U-Zr合金板状元件。脉冲堆用 $UZrH_{1.6}$ 合金燃料。英法早期的气冷动力堆用U-Fe-Al镁诺克斯(Magnox)型燃料。早期快堆EBR-I和EBR-II及唐瑞(Dounray)原型快堆用U-Mo、U-Zr和U与Fs合金(Fs为经后处理后剩余裂变产物的混合物,称做钨。成分为:Zr0.2%,Nb<0.01%,Mo1.8%,Te1.0%,Ru1.5%,Rh0.3%,Pd0.2%)。新近发展的U-Pu-Zr合金则为具有固有安全性的一体化快堆用燃料。

(应世浩)

jùbiàn fǎnyìng

**聚变反应** (fusion reaction) 两个轻原子核结合成一个较重的原子核的核反应。由于轻原子核中,核子的平均结合能比中等质量数原子核核子的平均结合能要小(见结合能),轻核聚合成较重的原子核时将会放出能量。

作为质量最轻的H及其同位素D、T之间的相互作用都能产生聚变反应。在自然界,如在太阳中,存在着以H为核燃料的聚变反应,如 ${}^1_1\text{H}+{}^1_1\text{H}\rightarrow{}^2_1\text{D}+{}^0_{-1}\text{e}$ 、 ${}^1_1\text{H}+{}^2_1\text{D}\rightarrow{}^3_2\text{He}+\gamma$ 和 ${}^1_1\text{H}+{}^3_1\text{T}\rightarrow{}^4_2\text{He}+\gamma$ 等反应,但这些反应的反应截面很小,人工很难实现。有希望可被人工控制释放核能的聚变反应有 ${}^2_1\text{D}+{}^2_1\text{D}\rightarrow{}^3_2\text{He}+{}_0^1\text{n}+3.27\text{MeV}$ 、 ${}^2_1\text{D}+{}^2_1\text{D}\rightarrow{}^3_1\text{T}+{}^1_1\text{H}+4.03\text{MeV}$ 、 ${}^2_1\text{D}+{}^3_1\text{T}\rightarrow{}^4_2\text{He}+{}_0^1\text{n}+17.59\text{MeV}$ 和 ${}^3_2\text{He}+{}^2_1\text{D}\rightarrow{}^4_2\text{He}+{}^1_1\text{H}+18.3\text{MeV}$ 等几种,其中 ${}^2_1\text{D}$ 代表氘原子核, ${}^3_1\text{T}$ 代表氚原子核, ${}^1_1\text{H}$ 代表氢原子核,即质子, ${}^3_2\text{He}$ 代表氦原子核, ${}_0^1\text{n}$ 代表中子, ${}^0_{-1}\text{e}$ 代表电子, $\gamma$ 代表 $\gamma$ 光子。在这些反应中,D-T反应,因其反应截面较大,较易实现,所以首先被用来实现人工聚变以获得核能。D在地球上自然界是存在的,可以从海水中提出;T则可由Li与中子的作用而获得。D-T反应所产生的中子即可用来产生钚。

聚变反应可以产生巨大的能量(见聚变能),但要实现可控的聚变反应还需要一定的条件。原子核由于都带有正电荷而互相排斥,只有当它们具有足够大的速度(能量)互相接近时,才可能克服库伦斥力而发生可观察的聚变核反应。因此,要使核燃料原子核发生核聚变,必须对其加热使之达到足够高的温度。随着温度的增加,韧致辐射和同步辐射等引起的能量损失也随之增加。如果在等离子体约束的时间内,聚变所产生的能量,能够抵偿加热核燃料所耗费的能量与高温核燃料等离子体在运动中辐射所损失的能量,则聚变反应才可能自持下去。要满足这一能量得失相当的点火条件,J. D. 劳逊(J. D. Lawson)发现在最理想的情况下核燃料等离子体的密度 $n$ 与等离子体的结束时间 $\tau$ 的乘积和等离子体的温度 $T$ 的关系为 $n\tau = \frac{3kT}{\frac{P}{n^2} - \frac{P_{\text{rad}}}{n^2}}$ ,其中, $P$ 为聚变产生的功率, $P_{\text{rad}}$ 为辐射损

失的功率,它们均是温度 $T$ 的函数, $k$ 为波尔兹曼常数。满足劳逊条件的典型值,对于D-T反应是: $T=10^8\text{K}$ 时, $n\tau\sim 10^{14}\text{s/cm}^3$ ;对于D-D反应,则是: $T=5\times 10^8\text{K}$ 时, $n\tau\sim 10^{16}\text{s/cm}^3$ 。要实现有功率输出的聚变堆, $n\tau$ 和 $T$ 的值都要大大超过上述的数值。约束高温等离子体有磁约束与惯性约束两种方法(见等离子体约束)。目前已有许多种磁约束方法用以实现人工聚变。例如托卡马克聚变实验装置和串联磁镜装置就是

两种利用磁约束方法,实现聚变的典型研究装置。用激光束或带电粒子束来引发聚变的惯性约束方法等也正在试验与发展之中。(见激光聚变实验装置)

#### 参考书目

Reece Roth J. Introduction to Fusion Energy. Charlottesville: Ibis Publishing A Division of Teleprint Inc, 1986

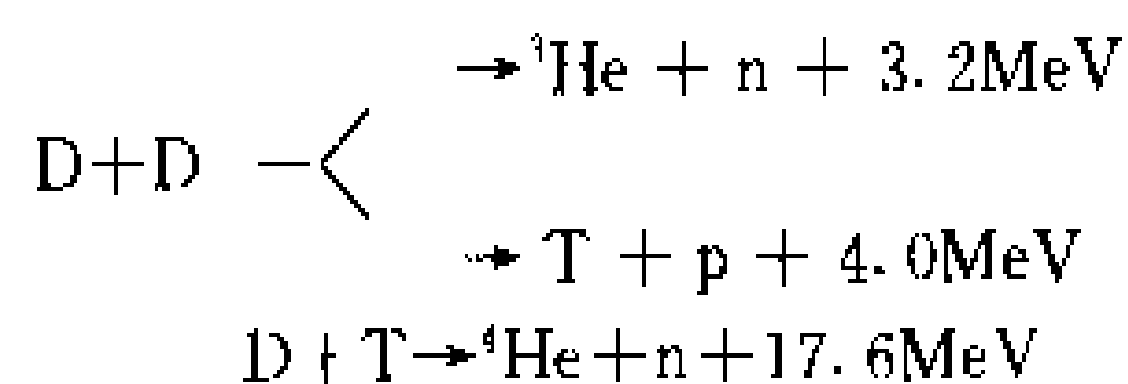
(胡大璞)

jubianneng

**聚变能** (fusion energy) 两个轻原子核聚变成一个较重的核时释放的能量。太阳能主要是氢核即质子聚变释放的。聚变维持包括太阳在内的星球燃烧了亿万年;聚变能也是所有化石燃料以及大多数可再生能量的来源。第二次世界大战后,实现了由裂变爆炸引发的大规模轻核聚变反应,这就是氢弹——不受控的聚变能释放装置。20世纪50年代初以来人们致力于受控核聚变的研究,受控核聚变将通过运行聚变反应堆来实现。对聚变能的利用主要有:①生产电能;②生产裂变燃料;③利用聚变堆高温包层生产载能工质氢,用于合成燃料等。

**开发聚变能的意义** 随着人口的增长和生产的发展,人类对能源的需求增长很快。迄今人类主要依靠化石燃料。从长远看来,化石燃料资源储量有限,估计21世纪将会出现枯竭。燃烧化石燃料对生态环境的影响——主要是产生温室效应和酸雨——日益引起严重的关注。而且,化石燃料是重要的化工原料,应该更好地加以利用。因此,人们寻求开发长远的能源。它应该是储量极为丰富,能满足需求,安全、洁净而又经济的。一些可再生能源如太阳能、地热、风力和潮汐等难以满足人类对能量的巨额需求,且有地域性限制。裂变能源有相当大的储量,但铀、钍资源仍然有限,预期几百年内也将短缺。

对聚变能开发最有现实意义的是氘-氘反应和氘-氚反应:



氘-氘反应产生一个中子或一个质子的概率各约50%,反应产物氚又能与氘发生反应。从以上反应,每消耗一个氘核能产生4.7MeV的能量(如计及D-<sup>3</sup>He聚变,则为7.2MeV)。和裂变核比较,1kg<sup>235</sup>U可释放裂变能量约为8×10<sup>7</sup>MJ(1MJ=0.624×10<sup>10</sup>MeV),1kg氘则3倍于此。1L海水中所含的氘可释放聚变能约7500MJ,相当于200L汽油或250kg煤。可以认为,浩瀚的海洋中所蕴藏的聚变能是用之不竭的。

聚变燃料氘和锂(在氘-氚聚变堆中用以再生氚)及其产物氦都不含毒性和放射性,它们不产生大气污染,也不产生温室效应,产物氚则带弱放射性;聚变堆不含铀或钚,不会发生核临界事故,也不含裂变产物,放射性废物处理较易解决;聚变堆反应区只含有少量聚变燃料,停止添加燃料时,反应区的燃料充其量只能燃烧以秒计的时间,因而事故时可能放出的能量十分有限。作为长远能源,聚变能在安全和环境方面也是很理想的。

综上所述,聚变能的开发对于人类具有十分深远的意义,然而难度也是很大的。基本困难来自核都带正电荷,它们互相排斥难以产生聚变。这种困难在裂变过程中是没有的。这就是在原子弹成功爆炸之前就建立了受控的裂变堆,而在氢弹爆炸几十年后,还要经过较长时间的努力才能建成受控的聚变堆的原因。

**开发聚变能的途径** 为了克服轻核之间的排斥力,需要把它们加热到几亿度的高温,轻核间才能有较大的聚变反应概率。此时燃料以物质第四态——等离子体形态存在。此外,要把这种等离子体足够长时间地封闭在反应器中,才能产生足够的聚变能量,使之在补偿为创造此条件所投入的能量后,有净的能量输出。约束等离子体原则上有两种途径:磁约束和惯性约束。

**磁约束聚变** 为了不使高温等离子体与器壁碰撞而损失能量,用磁场将等离子体约束起来,离子将绕磁力线作螺旋运动。聚变产物中的带电粒子受到磁场的约束,其能量将沉积在等离子体中,使等离子体通过辐射、传导等损失的能量得到补充,从而维持所需的温度。被中子携带的能量将逸出等离子体,在聚变反应区外厚几十厘米的包层中沉积,经载热剂带去,由此得到可利用的聚变能。

氘-氚反应在较低的离子温度下有较高的反应截面。第一代聚变堆将采用氘-氚燃料。在氘-氚反应堆中要求达到的等离子体温度约为1亿K,等离子体密度n与能量约束时间τ的乘积约为3×10<sup>20</sup>s/m<sup>3</sup>。

**惯性约束聚变** 用多路大功率激光束(或离子束,或电子束)同时照射氘-氚靶丸。随着靶丸外层迅速吸收能量形成薄的等离子体层,表面材料蒸发形成的聚心反冲力将靶丸压缩至比固态高1000倍以上的密度,并使中心达到聚变要求的高温;聚变产生的α粒子能量又加热靶丸中心周围的氘和氚,聚变反应向外传播;依靠聚心压缩的惯性,在燃料尚未飞散前产生足够多的聚变反应以得到净的能量输出。

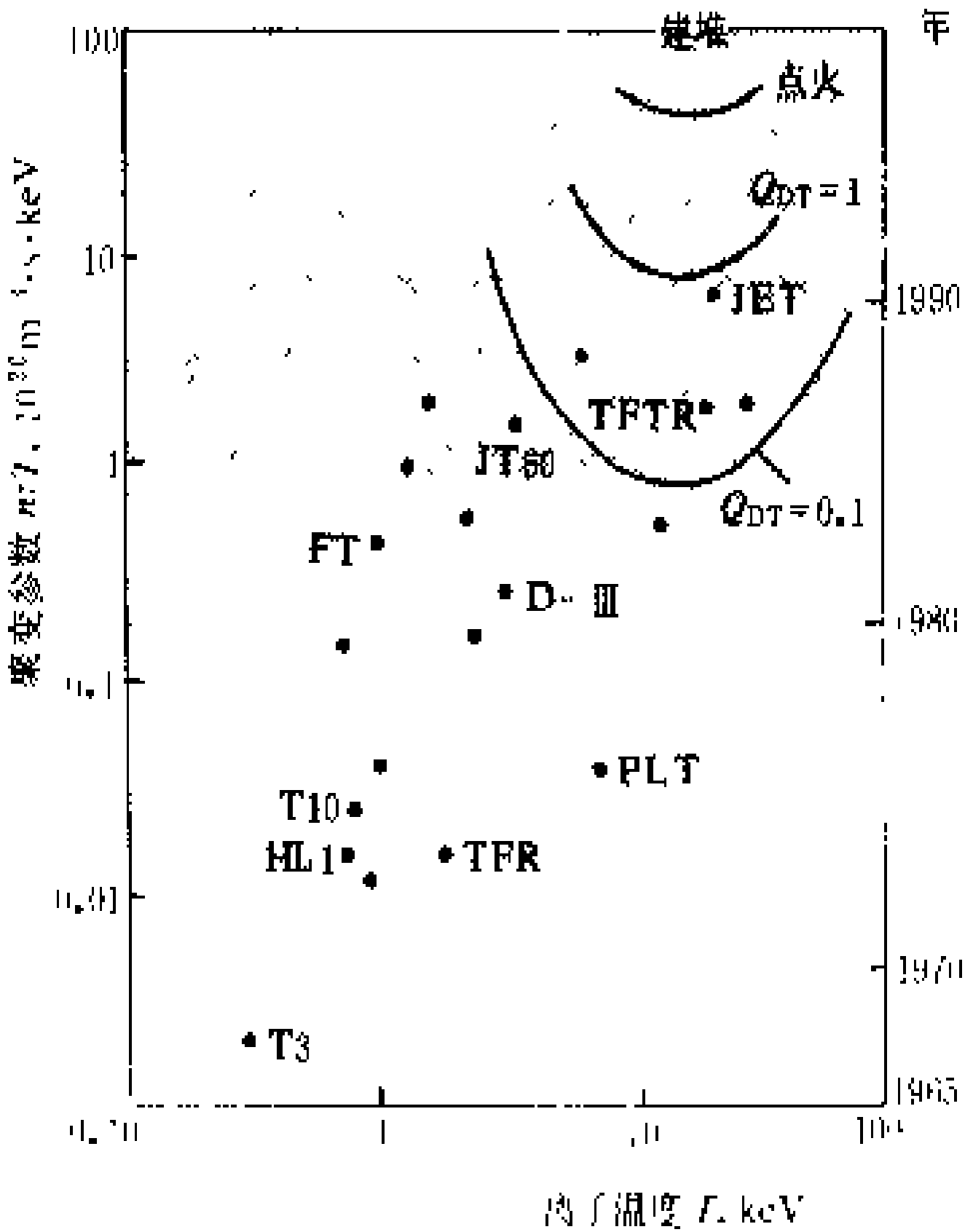
用以驱动靶丸引发聚变的高能激光束或粒子束称为驱动束(driver)。要求深入研究靶丸聚爆物理、束与靶的能量耦合物理,发展驱动束与靶丸制作的技术。惯性约束聚变堆要求靶丸能量增益G达到50~100,驱

约束效率和  $G$  的乘积  $\eta \times G$  达到 10 以上。这里  $G$  定义为产生的聚变能量与驱动束能量之比； $\eta$  为产生的驱动束能量与输入的电能之比。

**聚变能开发的进展** 50 年代初开始的磁约束聚变途径研究工作，起先是在保密情况下进行的。在认识到实现受控聚变的艰巨性后，研究工作逐渐解密。在 1958 年第二届和平利用原子能会议上，美、苏完全公开了他们的研究工作。在随后的几年中，进展较为缓慢。直到 60 年代末苏联的托卡马克装置才在约束等离子体上取得重大进展。以后，各国的研究都愈来愈集中到这种等离子体约束装置上，建造了一代又一代规模更大的托卡马克装置。实验工作取得了令人瞩目的进展，并得到理论的解释和支持。

衡量等离子体物理研究进展的一个重要品质因子是聚变反应释放的能量与等离子体损失的能量的比值。在聚变要求的高温附近，这个因子正比于  $n$ 、 $\tau$  和  $T$  的乘积。这里  $n$ 、 $\tau$  和  $T$  分别为等离子体的离子密度、能量约束时间和离子温度。图中所示托卡马克实验参数的进展。圆点表示各个装置在那时达到的参数。另一个衡量进展的品质因子是  $Q_{DT}$ 。其定义为氘-氘聚变能量与为维持等离子体温度需外加能量的比值。一些  $Q_{DT}$  的等值线也表示在图上。 $Q_{DT}=1$  时称为能量得失相当，点火 (ignition) 表示无需外加功率而依靠  $\alpha$  粒子加热维持等离子体温度。60 年代末 T3 装置上得到的  $Q_{DT}$  值约为  $10^{-3}$ ，而目前大实验装置上  $Q_{DT}$  值已接近 1.0。

其他一些磁约束方案如仿星器和反场箍缩等，虽然达到的等离子体参数不如托卡马克方案，但有便于建成聚变堆的优点，研究工作仍在进行。



托卡马克实验进展

随着大工程规模的物理实验装置(建造费用 10 亿美元左右)的建成和运行，相应的技术也得到高度的发展。为进一步建成反应堆所需的技术，如堆材料、远距离维修等问题，尚需要进行更多的研究工作。

1985 年，美国和原苏联首脑会议所倡议的一项国际热核实验堆 (ITER) 研究，概念设计阶段已于 1990 年末结束，工程设计阶段计划为期 5 年，以后设想 8 年建成，为商用原型堆积累经验 and 数据，如果顺利，可望于 2040 年建成商用堆。

在惯性约束途径方面，自 70 年代初着手研究，对聚爆物理已有深入的认识，建造、运行了较大规模的实验装置，在驱动束照射均匀度和研制高度对称的靶丸方面取得显著进展。达到的驱动束能量约 100kJ，聚爆的超高密度约为固体密度的 600 倍，靶丸能量增益  $G$  为 0.2%。实验要取得实质性进展，要求研制 MJ 级的驱动束， $G$  达到 1。由于一些工作仍处在保密情况下，国际合作的规模有限。

目前设计的聚变电厂的建造费用预计约为裂变电厂的两倍以上。大幅度提高经济上的竞争力是聚变堆研究的重要任务。裂变-聚变混合堆由于能为经济性良好的裂变堆生产燃料，可能较早实现聚变能的利用，以后过渡到纯聚变电站。

参考书目

IAEA. Status Report on Controlled Thermonuclear Fusion. International Fusion Research Council. Vienna: IAEA, 1990

(黄锦华)

jubianneng ziyuan

聚变能资源 (resources for fusion energy)

聚变燃料及聚变有关物资的资源情况。这主要指氘、氚增殖材料——锂以及中子增殖材料——铍等的资源情况。

氘 在海水中，氘与氢核之比为 1/6700，相应浓度为 33g/m<sup>3</sup>，且较易提取。海洋中的氘足以满足人类在今后几百万年对能量的需要。

锂 第一代聚变堆要采用氘氚燃料。这时所需的氚可以通过锂或<sup>3</sup>He 吸收中子后得到。地球上<sup>4</sup>He 极少。在月球表面上由于太阳风的长期作用沉积了大量的<sup>3</sup>He，可能成为潜在的资源。现实的氚增殖材料是锂。地面上按目前开采成本的天然锂储量估计约为 7×10<sup>7</sup>t。假设储量的 1/10 可用于聚变，则按保守的计算，依堆设计方案的不同，可供生产 1×10<sup>7</sup>~1.4×10<sup>8</sup>MW·a 电能之用。在锂中放射性物质适当衰变后，锂是较易净化并可再利用的。此外，若允许开采成本提高，锂的可用资源约 3 倍于上述储量。考虑这两个因素

后,上述数字可增大为 $3\times 10^8\sim 4\times 10^9\text{MW}\cdot\text{a}$ 。按目前世界电能消费水平,可维持百年以上,足可使用到利用氘氚聚变的年代。锂在海水中的浓度为0.17ppm,高于海水中铀浓度的50倍,也可能成为有开采价值的资源。

铍 采用固态含锂材料的聚变堆需要使用铍作中子增殖剂。按目前开采成本,地球上铍储量的1/10只敷生产 $1.4\times 10^5\text{MW}\cdot\text{a}$ 聚变能之用,而且这个数字不易增大。因此铍的采用提出了引起关注的资源问题。

包括氘和氚在内的聚变堆,由于功率密度低,建堆用料量大,也构成对其他物资需求的资源问题。例如磁约束聚变所需的铀的储量就不足提供长期能源的需要。

聚变能的燃料资源是十分丰富的,但从目前的认识看,存在一些其他需用物资的资源方面的问题。

(黄锦华)

jubian shiyan zhuangzhi

## 聚变实验装置 (fusion experiment device)

以研究受控核聚变的科学可行性以及开发和试验各种高温等离子体的加热和约束方法及聚变堆工程技术为目的,可以进行诊断测量的各种实验装置。可以分为两大类型,即磁约束聚变实验装置(含工程试验装置)及惯性约束实验装置。

磁约束聚变实验装置 从磁约束位形和装置结构特征上又分为环形装置和直线装置两类,各自又包括若干各具特点的子类型装置。如环形装置中有托卡马克型、仿星器型、反场箍缩型等。直线装置中有磁镜型、乙-箍缩型、紧致环型(几何形状为直线)。所有聚变实验装置都必须具有加热和约束高温等离子体的功能,一般由下述部件组成:①磁体。用于产生所要求的磁场位形。视磁场强弱及其维持时间不同,可采用常规水冷磁体、低温液氮冷却磁体及超导磁体。常规水冷磁体是装置的主要耗能部件,能提供6T以下磁场;液氮冷却磁体用于强磁场紧凑型装置,磁场强度可达14T;一些长脉冲装置及未来聚变堆要采用超导磁体,能产生10T大小的磁场。②真空系统。等离子体处于内真空室中,有物质孔阑或磁孔阑将灼热内芯与室壁隔离。内真

空室需预先抽至 $10^{-6}\text{Pa}$ 的高真空,且所有面向等离子体的材料需经特殊处理。③加热部件。已发展得较成熟的强功率加热设备有:强流高能中性粒子注入线、三种频段(离子回旋、电子回旋及低混杂频段)的强功率波发生器及传输耦合系统。④电源。大型装置常采用高功率飞轮电机及直接从大型电网取电的方案,要求总供电量达几十万千瓦。⑤燃料补充设备,包括喷气系统及冷冻高速燃料小丸注入机(丸速0.4~4km/s)。⑥诊断测量设备及数据采集和处理系统。⑦远距离操纵及辐射防护系统。⑧氚处理系统。最后两类系统是氘氚燃烧实验装置所必需的。

除用于研究高温等离子体物理的装置外,由于聚变堆涉及许多新工艺问题,还建立了一些大型的单项工艺试验装置,如:①大型超导线圈工程(LCT),由6个大孔径D形(3.5m×4.5m)铌钛及铌三锡超导线圈组成环形,可产生8T的磁场;②氚系统试验装置,最大的美国劳斯阿拉摩斯的TSTA装置能处理150g氚;③旋转中子源,用于堆材料试验,美国劳伦茨利弗摩尔国家实验室的PTNS-I可产生能量为14MeV,通量为 $2\times 10^{14}\text{s}^{-1}$ 的中子。

目前,美、欧共体、日、苏正着手联合研究一个国际热核实验反应堆(ITER),采用托卡马克位形,设想在20世纪末建成,预计投资为40~100亿美元。

惯性约束聚变实验装置 由驱动器、靶室及测量诊断设备组成,驱动器是最主要部件。实际采用的大功率驱动器有激光驱动器、电子束驱动器及离子束驱动器。它们能提供极高功率极短脉冲的激光束或粒子束。(实现自持聚变,要求激光束的脉宽为0.03~1ns,功率 $10^{14}\text{W}$ ;粒子束的脉宽为几十纳秒,功率为 $10^{14}\text{W}$ )。这些驱动器本身都是技术极其复杂的大型设备,目前已达到的水平离上述要求还差一个数量级以上,但激光器及粒子加速器技术已有很高水平,设备造价昂贵。惯性约束实验装置着重研究5方面的问题,即①驱动器与等离子体耦合效率;②冷燃料等熵过程;③聚爆对称性;④消融压强;⑤点火机制。目前已转入重点研究点火机制(关于靶室及诊断设备见“激光聚变实验装置”)。

(石秉仁)



kexingxing yanjiu

**可行性研究** (feasibility study) 为了取得最佳经济效益,对建设项目的技术先进性和经济合理性,进行全面系统分析和科学论证,以供决策者作出投资决策参考的一种科学方法。核电厂工程建设项目可行性研究是核电厂营运单位为了向审批工程立项的政府机构提供足以说明立项依据而开展的调研和分析,并在此基础上为制订具体实现工程的计划和获得金融机构投资而开展的活动。可行性研究是国家基本建设程序的重要组成部分。

在中国,核电厂工程建设项目可行性研究划分为初步可行性研究和可行性研究两个阶段。初步可行性研究报告是项目建议书编制的依据和附件;可行性研究报告是工程项目设计任务书编制的依据和附件。

初步可行性研究 其基本任务是通过收集资料和初步调查研究,分析论证核电厂建设可行性所涉及的主要问题与条件,为编制工程建设项目建议书提供依据。初步可行性研究在核电发展规划和工程项目投资机会研究的基础上进行,主要内容有:

(1) 研究拟建核电厂在国民经济、能源规划和电力系统发展中的地位 and 作用,论证其建设的必要性和建厂原则。

(2) 在拟建核电厂地区选择适宜的两个或两个以上的候选厂址。按核电厂选址有关规定的要求,在充分收集地理位置、地形、地貌、气象、人口分布、地质和地震条件、工程水文和供水条件、交通运输条件等现有资料和初步现场调查研究的基础上,评价候选厂址的特征和建厂条件。对各个候选厂址的自然条件和需要改造的条件,按核电厂选址条件要求,在技术、经济和安全的综合比较基础上排列候选厂址的顺序,提出一个或两个优先候选厂址(见厂址选择)。

(3) 设想工程建设方案,拟定建设总规模和分期建设方案,选择核电机组类型、单机容量、设计标准和参考核电厂,探讨设备供应方式、工程管理和建设模式、工程建设组织及实施计划。

(4) 根据厂址特征资料和典型参考核电厂排出物

放射性源项资料,初步评价核电厂正常运行和事故情况下对周围环境的辐射影响;初步分析核电厂温排放对水体及水生物的影响;分析厂址外围地带实行核事故应急措施的可能性;初步设想拟采取的环境保护和治理措施。

(5) 对可供选择的工程建设方案进行初步的技术经济分析和经济效益及社会效益评估;拟定建设资金筹措、偿还的初步方案,在此基础上提出优先的工程建设方案。

(6) 提出在可行性研究阶段应重点研究的问题和方案。

可行性研究 其基本任务是选定推荐厂址,进一步研究核电厂工程建设的方案和条件,以论证其在技术上、安全上、环境保护上、经济上和商务上的可行性,为编制设计任务书提供充分的依据。可行性研究的主要内容有:

(1) 对优先的候选厂址进行必要的、综合性的勘察、测试和实验工作,落实建厂条件,证明其建设核电厂的适宜性,提出推荐厂址,并编制厂址选择报告(含厂址安全评价)。

(2) 全面进行工程技术方案设计和研究。对工艺设计标准化的核电机组,则重点研究与厂址条件有关的核电工程设计方案和电力系统配套方案,包括根据推荐厂址的场地条件编制的核电厂工程总平面规划、给排水系统及设施、供配电系统及设施、三废处理和处置系统及设施、乏燃料储存和运输系统及设施、环境监测设施、厂区内外交通运输系统及设施、生活福利区、施工用地等方案,以及核电厂与电力系统的连接方案和电力系统与核电厂的联合运行方式。

(3) 研究设备器材供应方案,包括初步确定设备国产化和进口比例,列出主要进口设备、材料清单,并对引进的技术作出评价。

(4) 提出核燃料组件、相关组件的类型和供应方式以及核废料储存与运输方案。

(5) 按国家颁布的《环境保护法》、《核电厂环境辐射防护规定》和国家环境保护局颁布的《核电厂环境影响报告书的内容和格式(NEPA-RG1)》的规定要求,编制选址阶段的环境影响报告书,(见环境影响报告)。按国家核安全局颁布的有关规定,编制厂址评价报告。按卫生部颁布的有关规定,编制职业安全卫生评价报告。

(6) 研究并提出事故应急措施和应急设施建设方案,包括厂内应急设施和厂外应急设施,作出方案比较(见核事故应急管理)。

(7) 提出工程建设和运行方案规划,包括工程量估算、项目管理、承包方式、建设进度、运行检修制度、



人员编制和培训等。

(8) 进行工程投资估算, 计算发电成本、上网电价, 提出资金筹措方案及偿还方式, 对经济效益作出评估。投资估算的准确度, 按同一基准年价格计算的基础价总投资与将来初步概算相比, 误差应不大于 10%。

可行性研究报告的编制与审批 核电厂建设工程项目的初步可行性和可行性研究中, 可以引用供应商所提供的参考设计 (reference design), 即已建成投产的同类型、同容量核电厂的设计及其建设费用等数据, 作为拟建核电厂设计、安全、环境保护、投资和经济评价的主要参考资料。使用此种参考资料时, 需要全面深入地分析并结合当地条件作相应调整。

核电厂建设工程项目的初步可行性和可行性研究, 均应由国家计划委员会或核电主管部门审定的具有核电工程设计资格的设计院承担完成。

核电厂营运单位以书面形式提交的初步可行性研究报告和可行性研究报告的内容、范围和深度应符合中国政府核电主管部门规定的要求。

凡是新建的核电项目, 不论工程规模大小, 都要进行两个阶段的可行性研究, 并一律按大中型及限额以上项目对待, 纳入国家计划。

初步可行性研究报告必须附有核电厂址技术评审小组的技术评估意见, 由国家核电主管部门组织有关单位审查, 核电主管部门审批。核电厂营运单位在批准的初步可行性研究报告的基础上编报核电厂工程项目建议书, 上报国家计划委员会。在项目建议书批准以后, 方可进行可行性研究。

可行性研究报告由国家核电主管部门组织有关单位审查。核电主管部门根据审查意见、国家环境保护局的环境保护评价意见和国家核安全局对厂址安全的评价意见进行审批, 然后报送国家计划委员会。国家计划委员会在收到国家环境保护局《核电厂环境影响报告批准书》、国家核安全局《核电厂厂址选择审查意见书》后, 审批《核电厂可行性研究报告》。核电厂营运单位根据批准的可行性研究报告编制核电厂工程设计任务书。

(孙呈志)

kongzhibang

**控制棒** (control rod) 用于控制反应堆的反应性的可动部件。也就是说, 反应堆内链式反应的强弱, 可用控制棒予以控制。另外, 控制棒还可用于控制反应堆的功率分布, 避免形成较大的功率峰, 确保燃料元件不超过设计极限值。

对于压水堆核电厂, 出于经济性考虑, 反应堆具有较大的剩余反应性以用于补偿核电厂运行期内各种效

应 (例如燃耗、裂变产物毒性, 燃料和慢化剂温度效应等) 所引起的反应性亏损。在反应堆运行初期, 对剩余反应性采用三种形式的中子毒物补偿, 它们是控制棒、可燃毒物和化学补偿毒物 (即溶于冷却剂内的可溶硼)。化学补偿毒物主要用于控制和补偿慢的反应性变化, 而控制棒主要用于控制和补偿快的反应性变化。控制棒的主要功能是:

(1) 补偿从热态零功率至满功率燃料和慢化剂温度效应引起的反应性亏损以及由于功率再分布引起的反应性变化;

(2) 用以实现提高或降低反应堆功率, 或者移动控制棒实现快速的负荷跟踪, 使核电厂具有变工况运行能力;

(3) 在各种运行工况下, 用控制棒实现快速或紧急停堆, 并保持一定的热停堆反应性裕度;

(4) 补偿变工况时的瞬态氙效应所引起的反应性变化, 以及借助于控制棒移动来抑制氙振荡。因此压水堆内控制棒是按不同功能进行分组, 一般分为停堆控制棒组, 控制功率分布的控制棒组以及功率调节控制棒组。

为了使控制棒能有效地控制反应性, 对于热中子反应堆, 采用吸收中子强的材料做控制棒。压水堆控制棒一般采用银-铟-镉合金, 其质量比大致为 80%—15%—5%, 并且做成束棒式, 以减小插入控制棒后所引起的功率畸变。

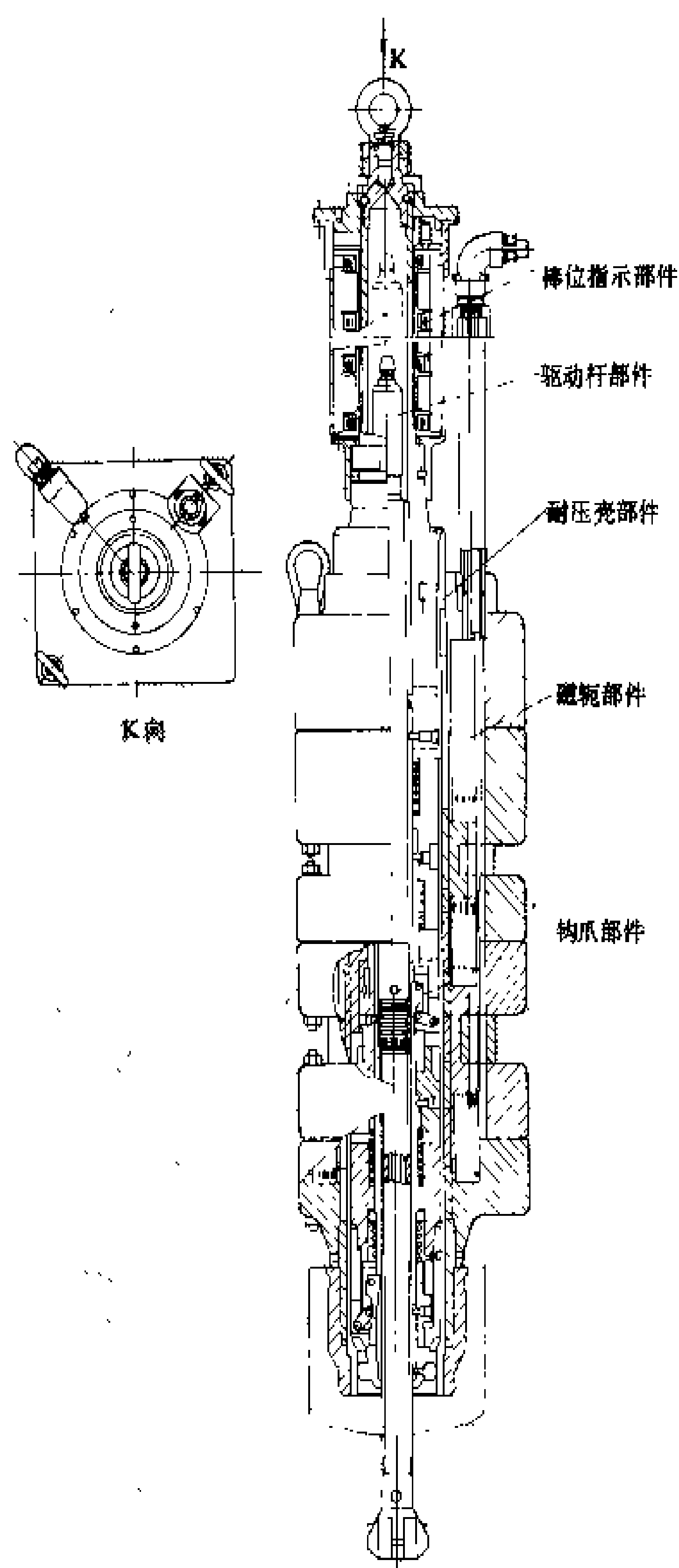
控制棒能控制的反应性大小, 用控制棒的反应性价值来表征。一根或一组控制棒插入反应堆前和插入反应堆后的反应堆有效增殖系数之差与插入前的反应堆有效增殖系数之比, 称为这一根或这一组控制棒的反应性价值。也就是, 控制棒吸收的中子有效增殖性在反应堆总的有效增殖性中所占的份额。对于压水堆, 各控制棒组的总的反应性价值一般约为 7%—10%。

(陈仁济)

kongzhibang qudong jigou

**控制棒驱动机构** (control rod drive mechanism) 使压水堆的控制棒上下运动或保持在某一高度的机电结构。主要类型有磁力提升式和磁阻马达式。前者多用于陆上固定式核电厂, 后者多用于舰艇核动力装置。它们都具有全密封、快速落棒可靠等优点, 磁力提升式的比磁阻马达式的提升力大、寿命长、结构简单、加工装拆维修方便; 磁阻马达式的优点是运转平稳、抗振性强。

**磁力提升式控制棒驱动机构** 利用电磁力提升和下降控制棒, 靠重力快速降落控制棒的机构 (见图), 该机构一般由五个部件组成: 驱动杆部件、钩爪部件、



磁力提升式控制棒驱动机构

耐压壳部件、磁轭部件、棒位指示部件。它被安装在反应堆压力容器顶盖管座上，通过耐压壳部件的密封壳与压力容器管座螺纹连接，并用“Ω”密封焊接，装拆时用专用的“Ω”切割机、焊接机进行自动切割和焊接。磁轭部件的三个工作线圈（提升线圈、传递线圈、保持线圈）用强迫空气冷却；耐压壳内充满反应堆冷却剂。磁轭部件套在密封壳外面，当三个工作线圈按设计的程序通直流电时，装在密封壳内的三对磁极、衔铁相应地感应吸合，带动两组钩爪与驱动杆部件的环形杆上的沟槽交替啮合，使驱动杆部件向上或向下一步一步地移动。驱动杆部件的挠性接头与控制棒束组件的连接柄相连接，由专用工具拆装。控制棒束组件在反应堆内的轴向位置，由套在位置指示内套管外面的棒位指示器部件及其指示仪表（灯光显示和数码装置）指示。

三个工作线圈都断电时，控制棒靠重力快速落入堆芯，控制棒在导向管缓冲段内得到缓冲。

**控制棒提升程序** ①提升线圈通电，提升磁极与提升衔铁间的间隙（等于步距）闭合，控制棒被提升一步（一般为10mm或15.9mm）；②传递线圈通电，传递钩爪转入环形杆沟槽中与齿面贴合后再把环形杆上抬（一般约1mm，以减少磨损），载荷（即驱动杆和控制棒重量）由保持钩爪转移到传递钩爪上；③保持线圈断电，保持钩爪转出环形杆沟槽；④提升线圈断电，保持钩爪下降一步到环形杆原沟槽邻近的下一个沟槽位置；⑤保持线圈通电，保持钩爪转入环形杆沟槽中，此时上下齿面间各有一轴向间隙（一般约1mm，以减少磨损）；⑥传递线圈断电，传递钩爪转出环形杆沟槽，载荷落在保持钩爪上。至此控制棒完成提升一步的程序。重复上述顺序，控制棒被一步一步提升，直至需要的高度。

**控制棒下降程序** ①传递线圈通电，传递钩爪转入环形杆沟槽中与齿面贴合后再把环形杆上抬，载荷由保持钩爪转移到传递钩爪上；②保持线圈断电，保持钩爪转出环形杆沟槽；③提升线圈通电，保持钩爪在空载的情况下上升一个步距；④保持线圈通电，保持钩爪转入环形杆沟槽中，此时上下齿面各有一轴向间隙；⑤传递线圈断电，传递钩爪转出环形杆沟槽，载荷落在保持钩爪上；⑥提升线圈断电，保持钩爪带着载荷一起下降一个步距。至此控制棒完成下降一步的程序。重复上述顺序，控制棒即被一步一步下降，直至需要的高度。

典型设计参数 主要是：

提升力	2255N~1470N
步距	10~15.9mm
行程	2800~3886mm
速率	10~19.05mm/s
落棒时间	全高度到导向管缓冲口的落棒时间不大于1.4~2s，全行程不大于2~3s
寿命	总行程 $1\sim 2.5\times 10^6$ 步，落棒500次
机构电源	直流120~125±10%V 每台平均功率1.5~2.5kW
线圈允许温度	≤220℃，用强迫空气冷却 ≤350℃，用特种绝缘材料

**材料** 与反应堆冷却剂接触的零部件要求用耐腐蚀的金属制造，常用的有不锈钢、镍-铬-铁合金、钴基合金等；电气绝缘材料需能耐高温、耐辐照、耐冲击。

**试验及设备等级** 该机构需通过验证性试验和验收试验，达到设计参数要求。该机构的设备等级为安全3级，它的耐压壳部件是反应堆冷却剂压力边界，为安

全 1 级部件。该机构属抗震 I 类设备。

**磁阻马达式控制棒驱动机构** 利用同步电机类型的磁阻马达驱动滚柱丝杆以提升和下降控制棒。由变频电源实现 0~80r/min 范围内的无级调速以调节控制棒上升和下降速度。切断电源时,在弹簧作用下滚柱开合螺母松开,控制棒靠自重和加速弹簧力的作用快速下降。这种驱动机构由丝杆部件、分裂转子部件、耐压壳部件、定子部件和棒位指示部件组成。丝杆和滚柱开合螺母的传动平稳,但由于分裂转子和高温轴承结构复杂,因而机构寿命短。这种驱动机构通常用于舰艇的动力反应堆。

(高际云)

kongzhibang weizhi zhishi

**控制棒位置指示** (detection of control rod position) 对各类控制棒插入堆芯深度的检测。控制棒位置指示装置可通过指示仪表(指针式的或数字式的)和条带指示器在主控制室正面盘给出控制棒位置指示,同时还通过电厂数据处理计算机在 CRT 上显示控制棒位置信息。

控制棒位置检测装置有多种型式,诸如电位器、自整角机、磁耦合变压器和舌簧开关等。对于包含在高温高压冷却剂密封系统内的控制棒,如压水堆控制棒,一般都采用磁耦合型的位置检测器。

变压器型的检测器由一次和二次线圈组成,线圈绕在承压管外面,在承压管内部装有与控制棒连接在一起的由导磁材料做的驱动轴。线圈间的耦合关系取决于驱动轴的位置。它可以是模拟式的,即两个线圈的长度均和控制棒全行程相等,二次线圈输出的信号与控制棒位置高低成正比,亦可以是数字式的,此时二次线圈为沿驱动轴行程均匀配置的多个独立线圈,当驱动轴末端通过时,该线圈输出信号状态发生变化,通过适当的线路联接,可获得与控制棒位置对应的数字编码信号。

舌簧开关型的检测器由装置在驱动轴上端的磁钢和沿驱动轴行程均匀配置的一组舌簧开关组成,当磁钢通过时,位于承压管外的某舌簧开关状态发生变化,从而发出相应的控制棒位置信号。

(姜绍黄)

kongzhi zujian

**控制组件** (control assembly) 压水堆内控制反应堆反应性的装置或部件。

任何反应堆都必须具有足够的剩余反应性,要求压水堆具有大的剩余反应性,压水堆内设置的可燃毒物组件就用于对这种反应性的控制,而快速变化的瞬

态反应性和安全停堆则由棒束控制组件控制。中子源组件是释放中子的部件,在反应堆启动时起使反应性增长易于监测的作用。阻力塞组件不直接对反应堆反应性控制起作用,用于限制不插控制棒、可燃毒物棒和中子源棒的导向管内的反应堆冷却剂旁流。上述这些组件通称为反应堆控制组件,亦称相关组件。

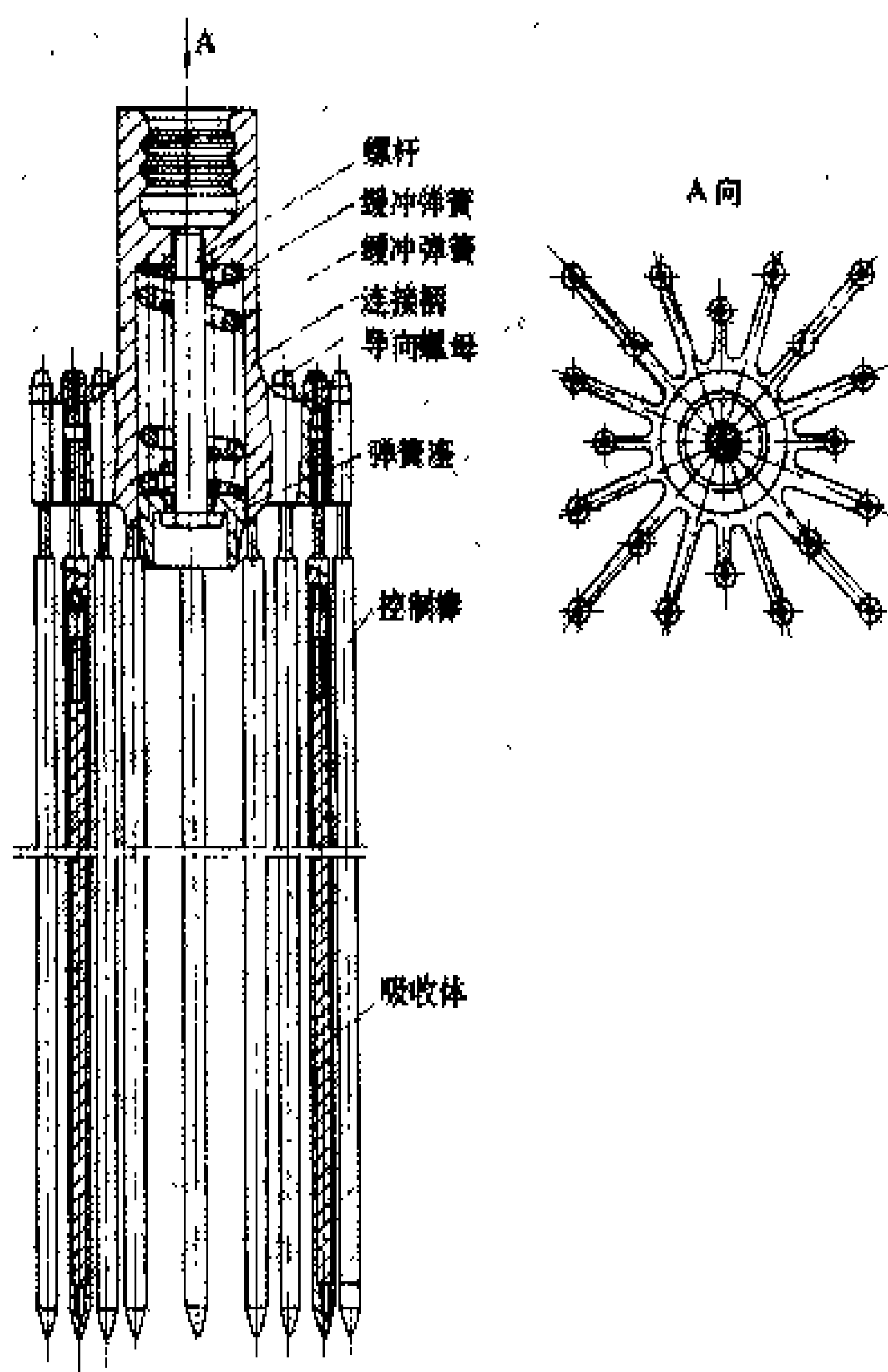
**棒束控制组件** 用于停堆和补偿反应堆反应性快速变化的控制部件。

典型的棒束控制组件见图。它通常由一个连接柄和 20 根控制棒组成。连接柄是一个带有 16 根径向翼的中心筒结构,中心筒上部内孔带有沟槽,用以连接驱动轴下端的可折芯杆。中心筒下部内孔装有组合弹簧用以吸收控制棒快插达到行程末端时的冲击能。控制棒是由奥氏体不锈钢包壳、中子吸收体及上下端塞组成的。下端塞做成弹头形以便在快速落棒时减少水的阻力;上端塞带有缩颈使控制棒具有更好的柔性以适应工作或装配错位。中子吸收体材料为 80%Ag-15%In-5%Cd 合金。该合金具有高的超热中子吸收性能和相当高的热中子吸收性能,是一种比较理想的中子吸收材料。在反应堆运行时,控制棒组件由驱动机构的驱动轴带动作上下运动。在紧急停堆时,控制棒组件连同驱动轴依靠重力快速下降,在通过导向管缓冲段后,控制棒组件就平稳地座落在燃料组件的上管座上。落棒时间应在规定范围内。为确保控制棒在导向管内的导向,当控制棒组件全部抽出时,控制棒下端仍留在导向管内。棒束控制组件的优点是控制棒均匀分散分布,因而使燃料组件内中子通量密度分布更为均匀。

**可燃毒物组件** 用于减小初始堆芯剩余反应性,降低补偿剩余反应性所需反应堆冷却剂硼浓度的部件。该部件的应用,可保证使反应堆具有负的慢化剂温度系数,并有利于展平堆芯中子通量密度分布,提高功率密度。可燃毒物组件是按物理设计被分散地布置在堆芯中适当位置的燃料组件中的。可燃毒物组件由与阻力塞组件相同的连接板和可燃毒物棒组成。可燃毒物棒由不锈钢包壳、硼硅酸盐玻璃和上下端塞组成。硼硅酸盐玻璃是强吸收中子材料,它随燃料的燃耗而消耗。

**阻力塞组件** 在不插控制棒、可燃毒物棒或中子源棒的燃料组件中,插入阻力塞组件以限制导向管内的旁通流量和平衡各燃料组件的反应堆冷却剂流量。它由连接板和阻力塞棒组成。连接板上开有许多孔,以减少反应堆冷却剂流动阻力,保持水力平衡。阻力塞棒为实心的短不锈钢棒。

**中子源组件**(包括初级源和次级源) 用于提高反应堆启动时的中子通量密度水平,以使源量程核测量仪器能可靠地测出中子通量密度水平,从而保证反应



控制棒组件

堆安全启动。初级源组件和次级源组件是在首次装料时装入的。初级源组件结构与阻力塞组件基本相同，由连接板和初级源棒组成。初级源材料为 Po-Be 源或 Cf 源，会自发地发射出中子，用于反应堆首次启动。次级源组件结构与棒束控制组件基本相同，由连接柄和次级源棒组成。次级源棒由不锈钢包壳、Sb-Be 源芯块和上下端塞组成。Sb-Be 源是一种稳定源材料，它在反应堆运行期间吸收中子而活化，随后释放出中子，这样，在反应堆低中子通量密度期间(如换料后启动时)起中子源作用。

(张裕林)

kuazhongzi zengzhidui he dianchang

**快中子增殖堆核电厂** (fast breeder reactor nuclear power plant) 主要指由快中子引起裂变链式反应和所释放出来的热能转换为电能的核电厂。这种快中子反应堆在运行中既消耗裂变材料，又生产裂变材料，而且所产多于所耗，实现核裂变材料的增殖，故称为快中子增殖堆(简称快堆)核电厂。

**工作原理**  $^{235}\text{U}$  是自然界存在的唯一易裂变同位素。但是  $^{235}\text{U}$  在天然铀中的丰度只有 0.71%，经济可采的铀资源又十分有限，因此，只利用  $^{235}\text{U}$ ，核能的发展规模终将受到资源的制约。

约占天然铀中 99.3% 的  $^{238}\text{U}$  在核反应堆中能吸

收各种能量的中子，并经过一系列衰变反应最终生成另一种易裂变核素  $^{239}\text{Pu}$ 。天然存在的不易裂变的  $^{232}\text{Th}$  也有类似的反应和衰变，最终生成易裂变的同位素  $^{233}\text{U}$ 。 $^{239}\text{Pu}$  和  $^{233}\text{U}$  被称为人工易裂变核素，它们是在运行的反应堆中生产出来的。反应堆运行时，既有易裂变同位素消耗，也有易裂变同位素产生，每消耗一个易裂变同位素核而产生的易裂变同位素核的数量称为转换比，即定义

$$\text{转换比} = \frac{\text{易裂变核素的产生率}}{\text{易裂变核素的消耗率}}$$

当转换比大于 1

时，亦称为增殖比。在一般热中子反应堆中转换比小于 1。从理论上讲，欲使转换比大于 1，要求易裂变核平均吸收一个中子后释放的二次中子数大于 2。这是

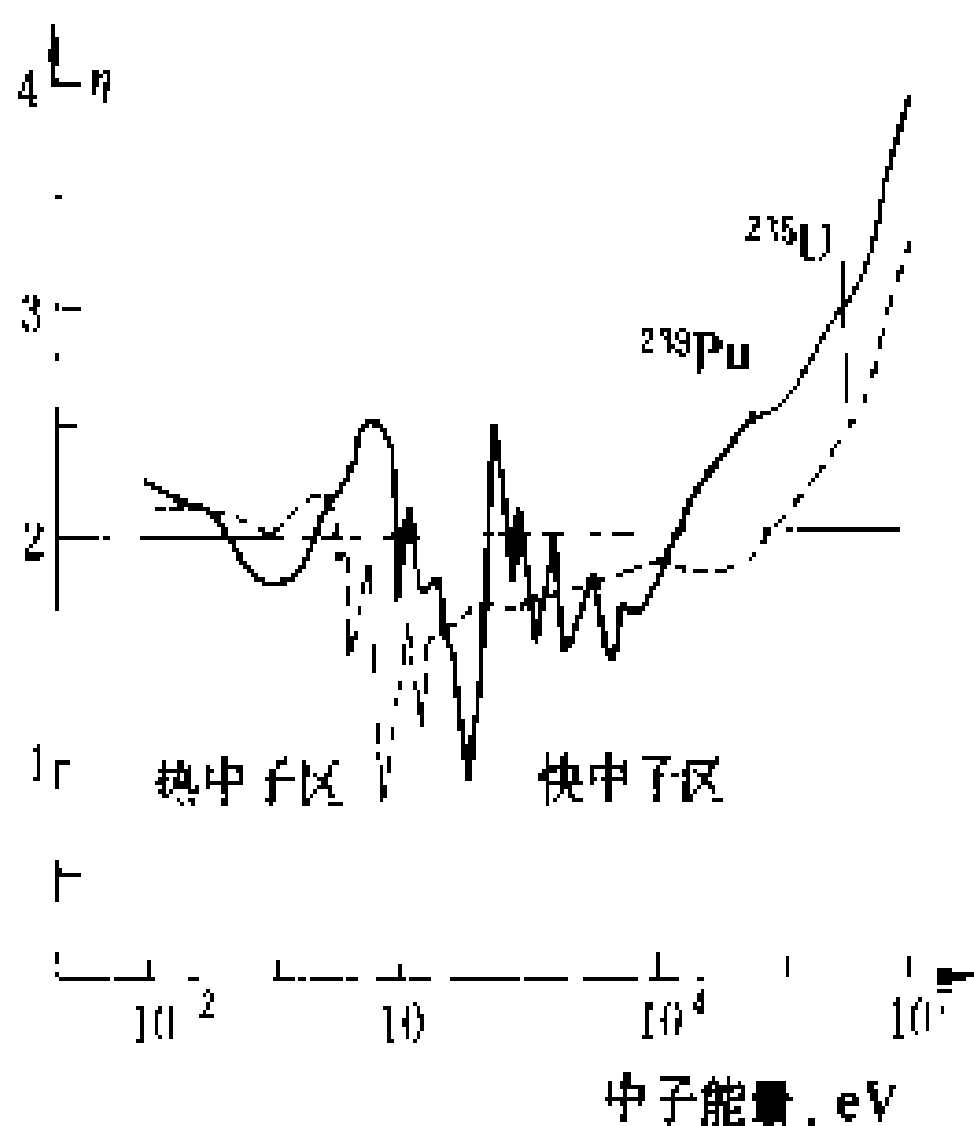


图 1  $\eta$  随中子能量的变化

因为二次中子中需有一个中子用于引起另一核裂变，以维持核裂变链式反应，同时还需有另一个中子被  $^{238}\text{U}$  或  $^{232}\text{Th}$  吸收产生新的易裂变核  $^{239}\text{Pu}$  或  $^{233}\text{U}$ ，以抵偿裂变核的消耗。此外，还应考虑无益吸收和泄漏所损失的中子数。图 1 给出了二次中子数 ( $\eta$ ) 随中子能量的变化曲线。可以看出，用  $^{239}\text{Pu}$  作裂变燃料，在高中子区，有高的增殖比。用热中子反应堆中的副产品工业钚(含  $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ )作燃料的快中子增殖堆，增殖比可以达到 1.3~1.5(随中子能谱和堆芯结构而变化)。

增殖堆产生的易裂变材料量扣除消耗量后达到该堆的初投料的时间称为倍增时间。对于快中子增殖反应堆，倍增时间取决于燃料形式和燃料比功率等因素，一般说来，对于混合氧化物燃料(Pu, U)  $\text{O}_2$  可以达到 15~20 年；对于金属燃料可以短到 10 年以内。

**快中子增殖堆在核能发展中的地位** 目前世界上已商业应用的核电厂堆型，如压水堆、沸水堆、重水堆、石墨气冷堆和石墨水冷堆等都是非增殖堆型，主要利用  $^{235}\text{U}$  为裂变燃料，即使将转换出来的  $^{239}\text{Pu}$  等易裂变材料在堆中进行利用，也由于一般热中子堆的转换比仅 0.5~0.7，其对铀资源的利用率也只有 1%~2%。

在快中子增殖堆中， $^{238}\text{U}$  原则上都能转换成 Pu 而得以使用，但考虑到各种损耗，快堆可将铀资源的利用率提高到 60%~70%。

图 2 给出了发展不同转换比(增殖比)的反应堆所

能达到的核资源的利用率。

快中子增殖堆电厂推广应用后将使核电的发展几乎不受铀资源的约束和铀价影响，这是发达国家致力于快堆技术开发的主要原因之一。

核电厂运行时，将主要产生两类放射性产物，一类是裂变产物，它们的寿命较短，易于处

置。另一类是锕系元素，寿命长达百万年，难于用一般方法处置。然而快中子能使锕系元素裂变转变成较短寿命的裂变产物，所以可将锕系元素与裂变燃料制成混合燃料在快中子增殖堆中使用。快堆不仅可以消耗掉自己产生的锕系元素，而且可以消耗掉热中子堆产生的锕系元素，以解决长寿命锕系元素废物的处置问题。

**电厂概述** 快中子增殖堆核电厂主要由下列系统和设施组成：①核蒸汽供应系统；②蒸汽和发电系统；③控制和监测系统；④燃料操作和贮存系统；⑤安全设施；⑥放射性废物处理系统；⑦辅助系统；⑧建筑物和水、暖、风、电系统。

快中子增殖堆堆芯中没有慢化剂，其堆芯体积比其他类型反应堆小，功率密度高。液态金属是冷却剂的首选材料。钠（Na）导热能力强，中子吸收截面不大，

慢化能力不强，比重不大，它是快堆冷却剂的最佳选择。Na 的缺点是化学性质活泼，高温时遇空气燃烧，任何温度下遇水产生激烈的化学反应。由于快堆在世界上已发展了三四十年的时间，已经积累了大量高温钠的操作经验。

1985 年法、意、德三国联合建成的 1200MW 克雷·马尔维尔 (Creys-Malville) 快中子增殖堆核电厂可以作为这一类反应堆进入商用并用于发电的典型代表（参见彩图插页第 1 页 2 图）。

核蒸汽供应系统 主要由反应堆本体、回路系统和二回路系统组成。

(1) 一回路系统：由反应堆容器，一回路钠泵（又称主泵）、中间热交换器及管道组成。它的功能是将堆芯燃料裂变产生的热能通过一回路钠传送到中间热交换器，在中间热交换器中将热量传给蒸汽发生器的二回路钠。

一回路系统有两种布置方式，一种是设备分立布置，用管道相连，称管式快堆或回路式快堆（见图 3）。另一种是将主泵和中间热交换器与堆芯布置在一个钠池中，故称池式快堆（见图 4）。这两种形式各有优缺点。池式的主要优点是一回路浸在钠池中，纵有一回路泄漏，不会产生放射性外泄的严重后果，同时钠池有大量的钠，具有较大的热容量，对安全有利。

(2) 反应堆本体：包括堆容器、内部构件、顶盖及有关部件。对于池式结构，还包括主泵、中间热交换器等设备。彩图表示了克雷·马尔维尔快堆核电厂（该核电厂反应堆称为超凤凰快堆 Superphénix-1）的堆本体剖面图。

顶盖：池式快堆顶盖是一个约 2m 厚的支承和屏蔽构件。在顶盖中央安置了双旋塞系统。该系统由大小旋塞组成，小旋塞偏心地布置在大旋塞上。在小旋塞上

偏心地布置着燃料操作机构和包括控制棒驱动机构的中央测量柱。在正常运行时，中央测量柱位于堆芯的正上方，进行堆芯出口钠各种参数的测量。当停堆换料时，控制棒与其传动机构脱开，大小旋塞旋转，可使燃料操作机构达到要更换的任一燃料组件的位置。

在大旋塞外围的反应堆顶盖上悬挂着主泵，中间热交换器，余热排出热交换器和浸入式冷阱等。在顶盖的下方一般需要安置热屏蔽，

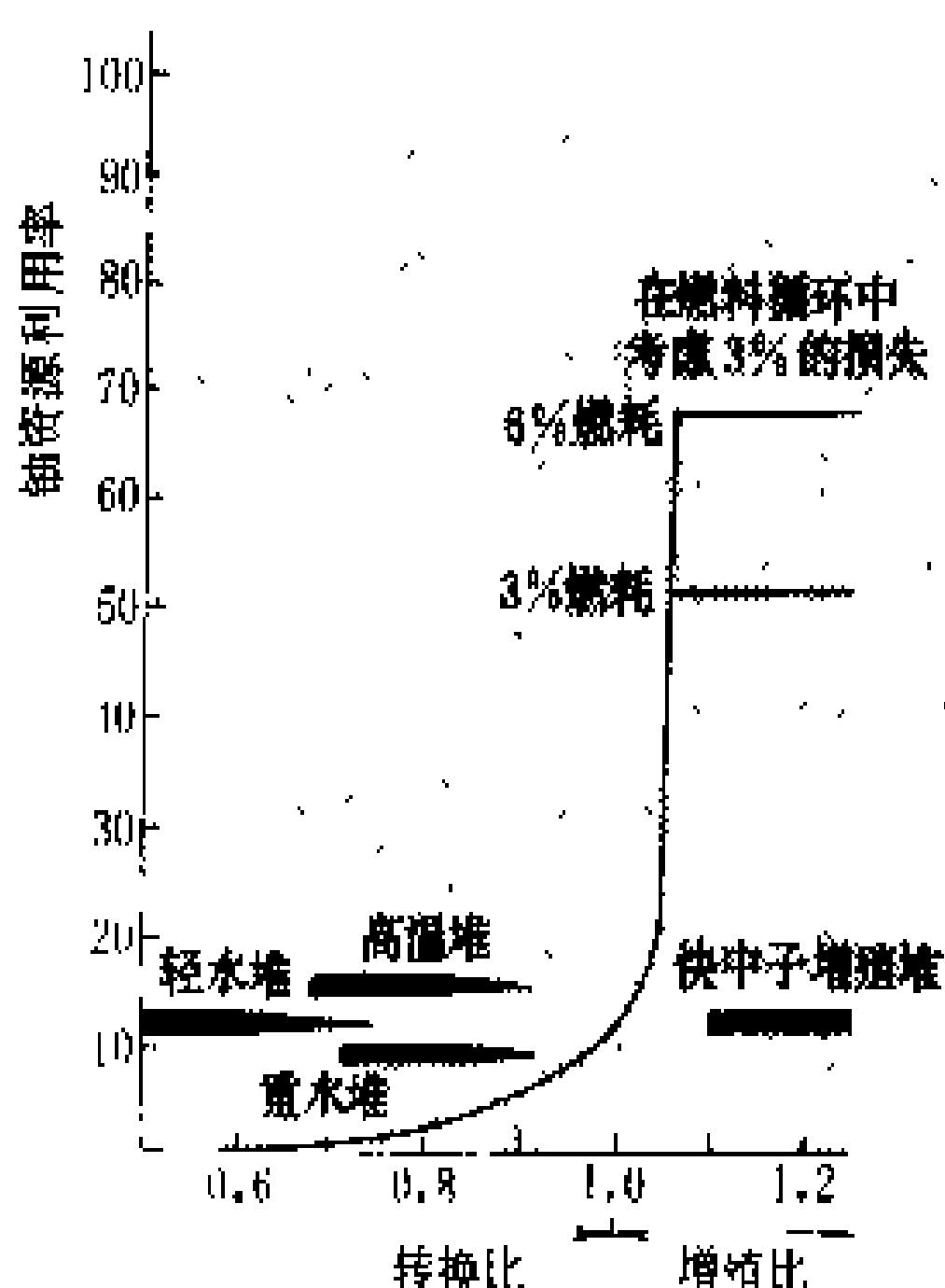


图 2 铀资源的利用率随转换比的变化

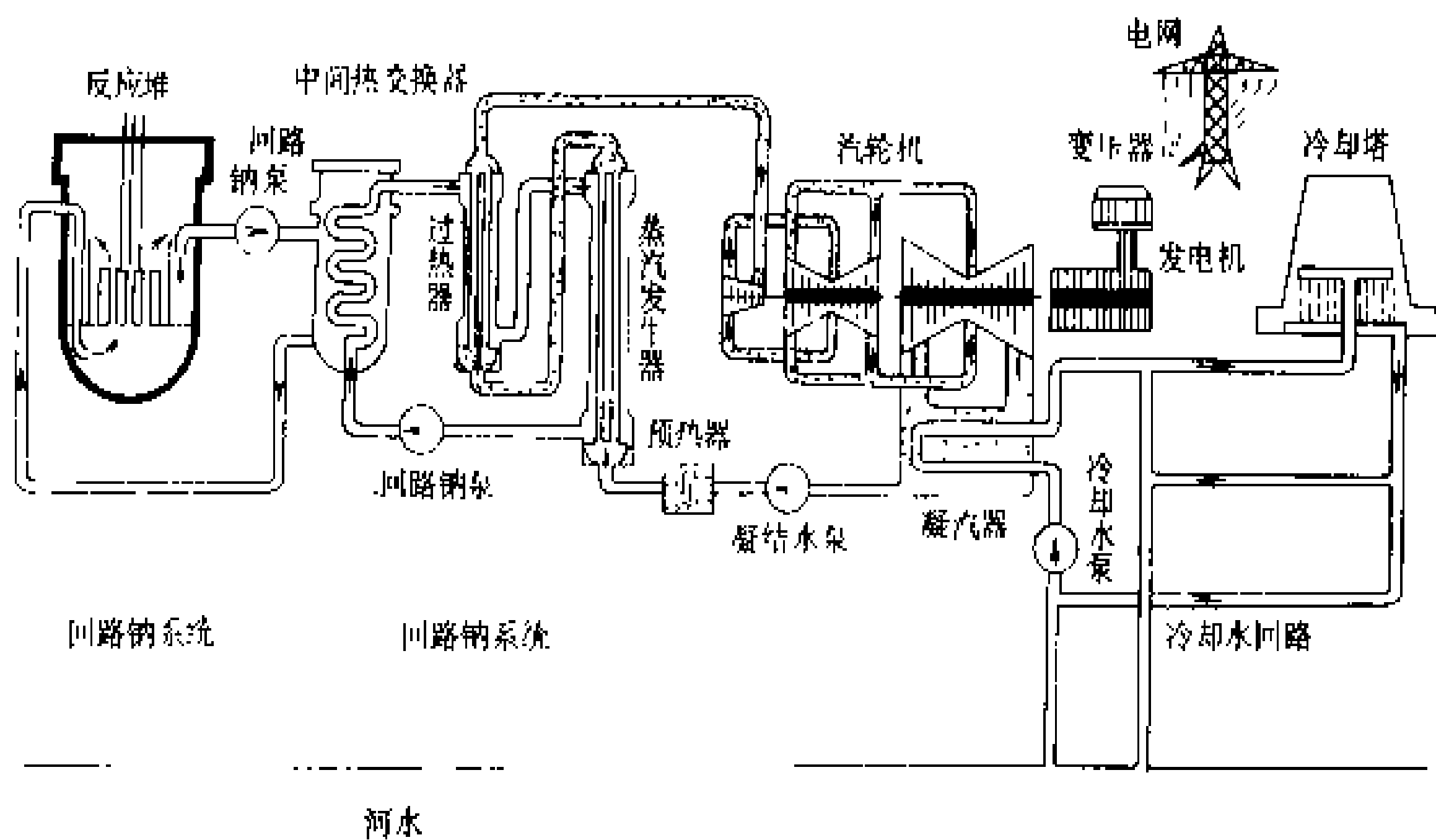


图 3 钠冷快堆系统图（回路式）

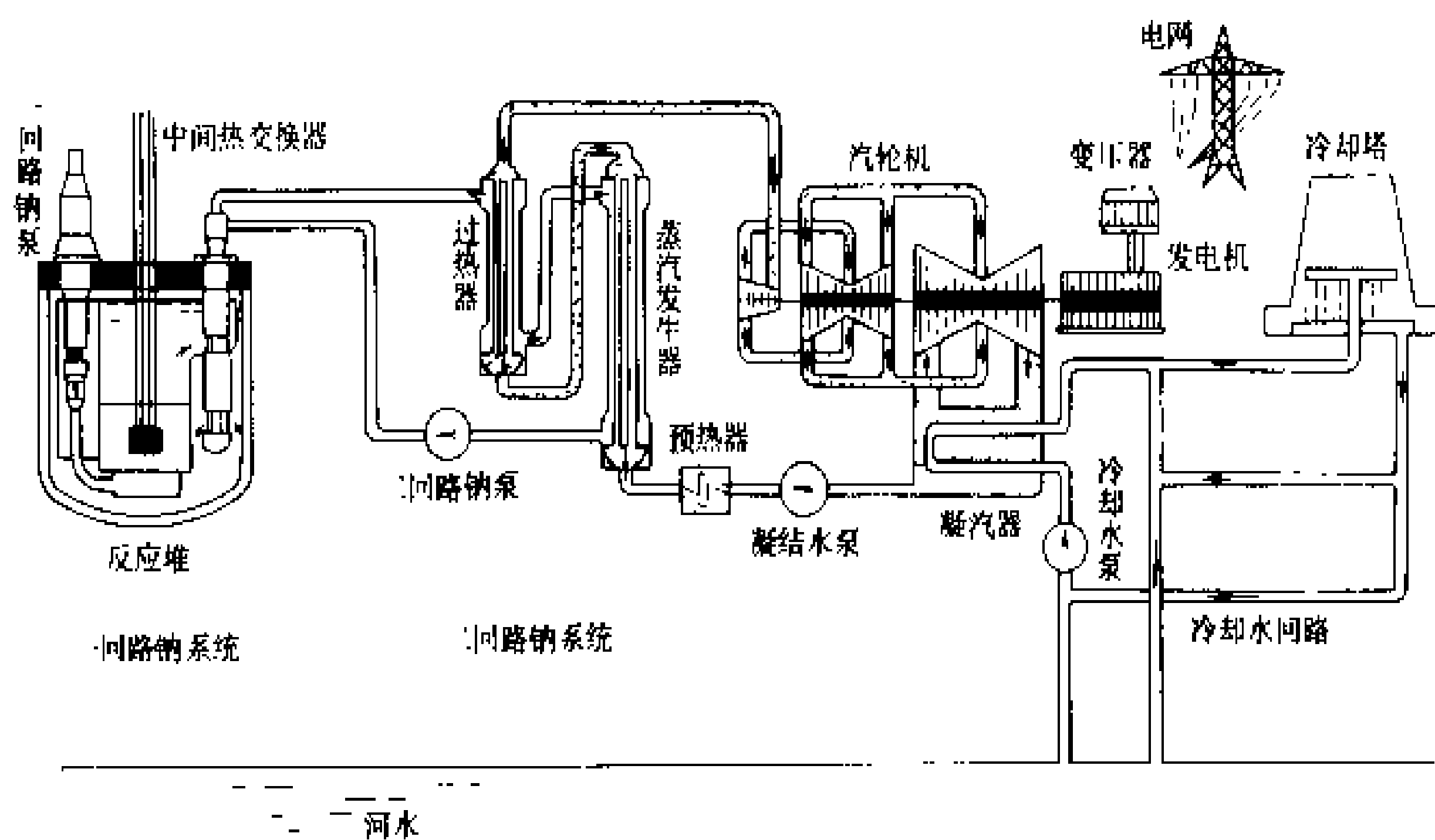


图4 钠冷快堆系统图（池式）

以避免顶盖中产生过大的温度梯度。

**钠池：**钠池和顶盖构成了池式快堆的一回路边界。钠池中由内池将热钠区和冷钠区隔开，钠表面用高纯氩气保护。为了防备钠池泄漏，在钠池外面还设有一个保护池，其功能是保证当钠池泄漏时堆芯也不会露出钠液面，以保持足够的冷却能力。钠池一般焊接并悬挂在顶盖上，且保持气密性。

**堆芯支承结构：**包括支承堆芯各类组件的栅板联箱和分开冷热钠的内池。栅板联箱由管道与主泵相连，将冷区的钠输入栅板联箱，经节流分配至各组件的下端部。钠向上流经堆芯，带出热量。堆芯出口的钠构成热钠区，热钠经中间热交换器，将热量传给二次钠后流入冷钠区。主泵再将冷钠泵送到栅板联箱，如此不断循环。堆芯支承结构一般用不锈钢焊成，并固定在钠池上。

**堆芯：**一般由燃料组件、再生层组件、控制棒和安全棒组件，反射层组件和屏蔽层组件组成。彩图插页第25页38图给出了克雷·马尔维尔快堆核电厂的堆芯布置。

快堆燃料组件一般由三部分组成：操作段、含燃料棒束的六角管和圆柱形管脚。操作段包

括一部分屏蔽以及与燃料组件操作机构相匹配的操作头。燃料棒外径一般为6~8mm，呈紧凑的三角排列，采用格栅或绕丝径向定位。每个燃料组件所含棒数随堆的规模而变化，少至37根，多至271根。在六角管段中还包括轴向再生段、屏蔽层等。圆柱管角起支承定位和引入钠流的作用。

快堆燃料有四种，它们是应用最为广泛并已有工业规模经验的混合氧化

铀钚(Pu, U)O<sub>2</sub>，正在实验堆中进行小规模试验的合金燃料(Pu, U, Zr)和混合碳化铀钚(Pu, U)C，以及尚在实验室研制阶段的混合氮化铀钚(Pu, U)N。

燃料棒包壳材料和组件的结构材料一般采用铬镍奥氏体不锈钢。为了提高其抗辐照肿胀和蠕变性能，可采用钛稳定的和冷加工铬镍奥氏体不锈钢材料。

图5给出了凤凰原型快堆核电厂(phénix)燃料组件的外观及零件形状。

再生层组件或称增殖层组件的外形尺寸与燃料组件相同，但棒的芯体是贫铀UO<sub>2</sub>，且棒径较粗。从燃料组件区外泄的中子在再生区与<sup>238</sup>U发生核反应，生

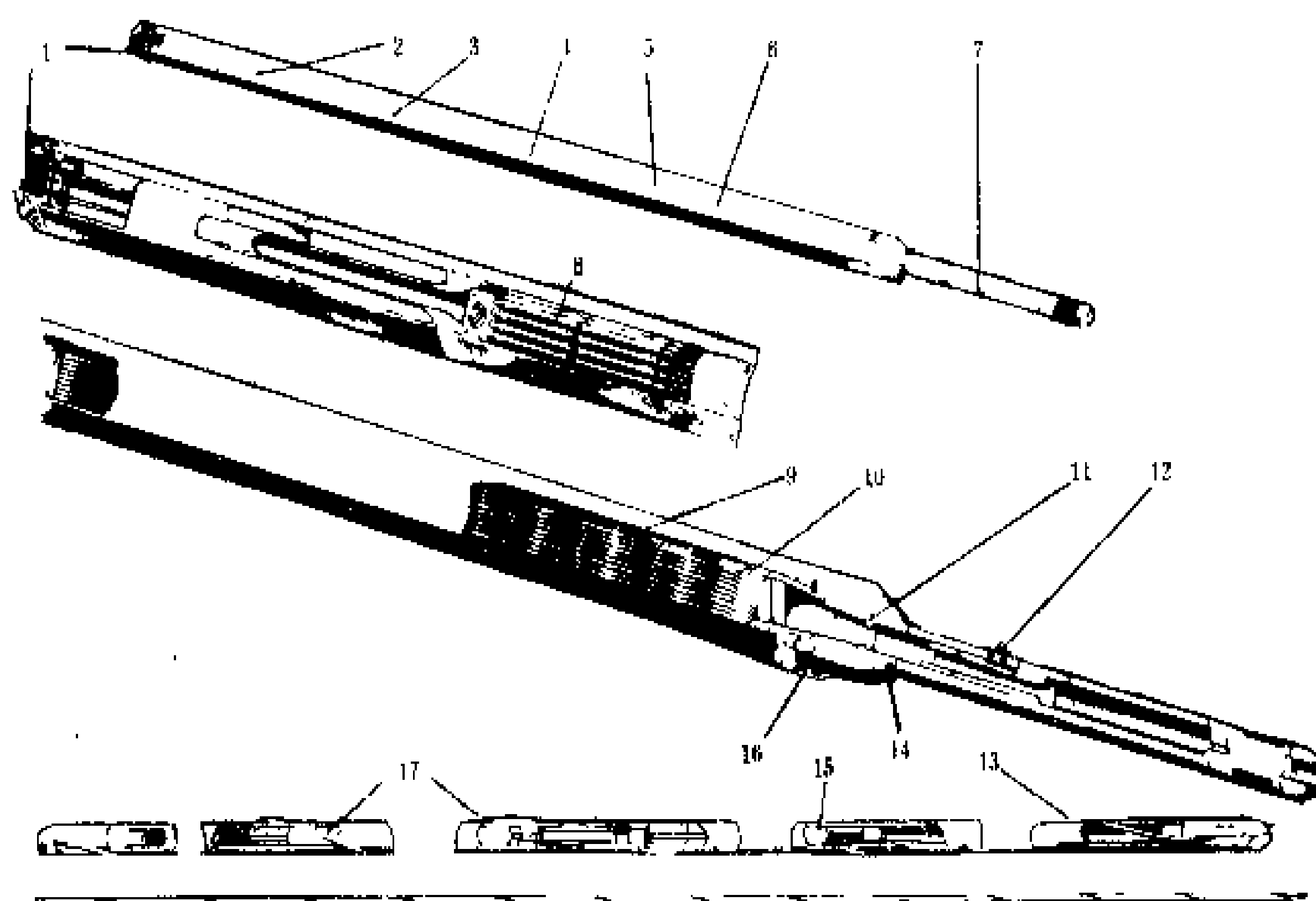


图5 凤凰原型快堆核电厂的燃料组件

1—斜坡；2—上中子屏蔽；3—上轴向再生段；4—堆芯段；5—六角管；6—下轴向再生段；7—管脚；8—上轴向再生段的37根棒；9—217根燃料棒；10—燃料棒定位条；11—隔圈；12—流钠孔；13—绕丝；14—球形支承；15—UO<sub>2</sub>；16—凸垫；17—UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>

产<sup>239</sup>Pu。在燃料区由于<sup>238</sup>U作为燃料的稀释剂而存在，同样会产生类似的反应。

快堆控制棒和安全棒组件一般采用B<sub>4</sub>C (<sup>10</sup>B丰度高)作为中子吸收材料。结构材料亦采用铬镍奥氏体不锈钢。

快堆反射层组件的功能是将中子反射回堆芯以减少中子损失，一般用镍或不锈钢制成。

快堆屏蔽层组件一般用天然碳化硼B<sub>4</sub>C制造，用以吸收泄漏的中子，保护反应堆构件。

(3)二回路系统：将一回路热量传给蒸汽发生器的系统，也采用钠为传热工质。该系统由二回路钠泵、蒸汽发生器、阀门及管道组成。二回路钠在中间热交换器中得到热量，由泵送到蒸汽发生器，在蒸汽发生器(含过热器)中对水加热，产生过热蒸汽，送到汽轮发电机组。

快堆核电厂核蒸汽供应系统中设置的二回路是一个中间回路，用以保证蒸汽发生器的钠不带有放射性。在蒸汽发生器泄漏而发生钠水反应时，不致污染环境。

**燃料操作和贮存系统** 快堆燃料操作有如下特点：①快堆燃料组件的反应性相当大，必须停堆换料；②由于快堆燃料燃耗深，燃料比功率大，停堆后衰变热大，所以换料操作需在钠液面以下进行，或者有专门的冷却；③由于钠极为活泼，所有操作必须在惰性气体(氩气)保护的密闭空间进行；④钠不透明，因而快堆堆内燃料操作是不可见的；⑤燃料组件进入水贮存池之前必须进行除钠和检查。

燃料操作系统包括堆内换料操作系统和堆外燃料运输系统。比较简单的堆内换料操作方式是采用双旋塞和直拉式操作机构完成需更换的组件位置与堆内初级贮存位置之间以及与组件出入口之间的任何操作。堆外燃料运输系统完成新燃料和乏燃料进

出反应堆容器、清洗、检查以及燃料到贮存装置的操作和运输。

燃料贮存可以有多种方案。对于高功率密度和高燃耗的燃料，较经济的方式是乏燃料首先在堆内作初级贮存，俟衰变到仅有数千瓦的功率水平后，再运出堆容器送到水池中贮存。

图6给出凤凰原型快堆核电厂燃料操作系统图。它沿用在堆外钠池贮存乏燃料的方案。

**安全设施** 主要是用以限制各类事故后果，最终避免放射性物质释放到环境中去的各种设施，最重要的是余热排出系统和安全壳系统。

(1)余热排出系统：应保证在设计基准事故下能可靠地导出衰变热，因此该系统应设计成不需要外界设备和人员干预的非能动系统。较大规模的池式堆可采用余热热交换器和空气冷却器，靠自然循环把衰变热排出。小型快堆电厂甚至可以利用池壁辐射散热和空气自然对流导出衰变热。

(2)安全壳：包容堆本体和一回路系统的球形或圆

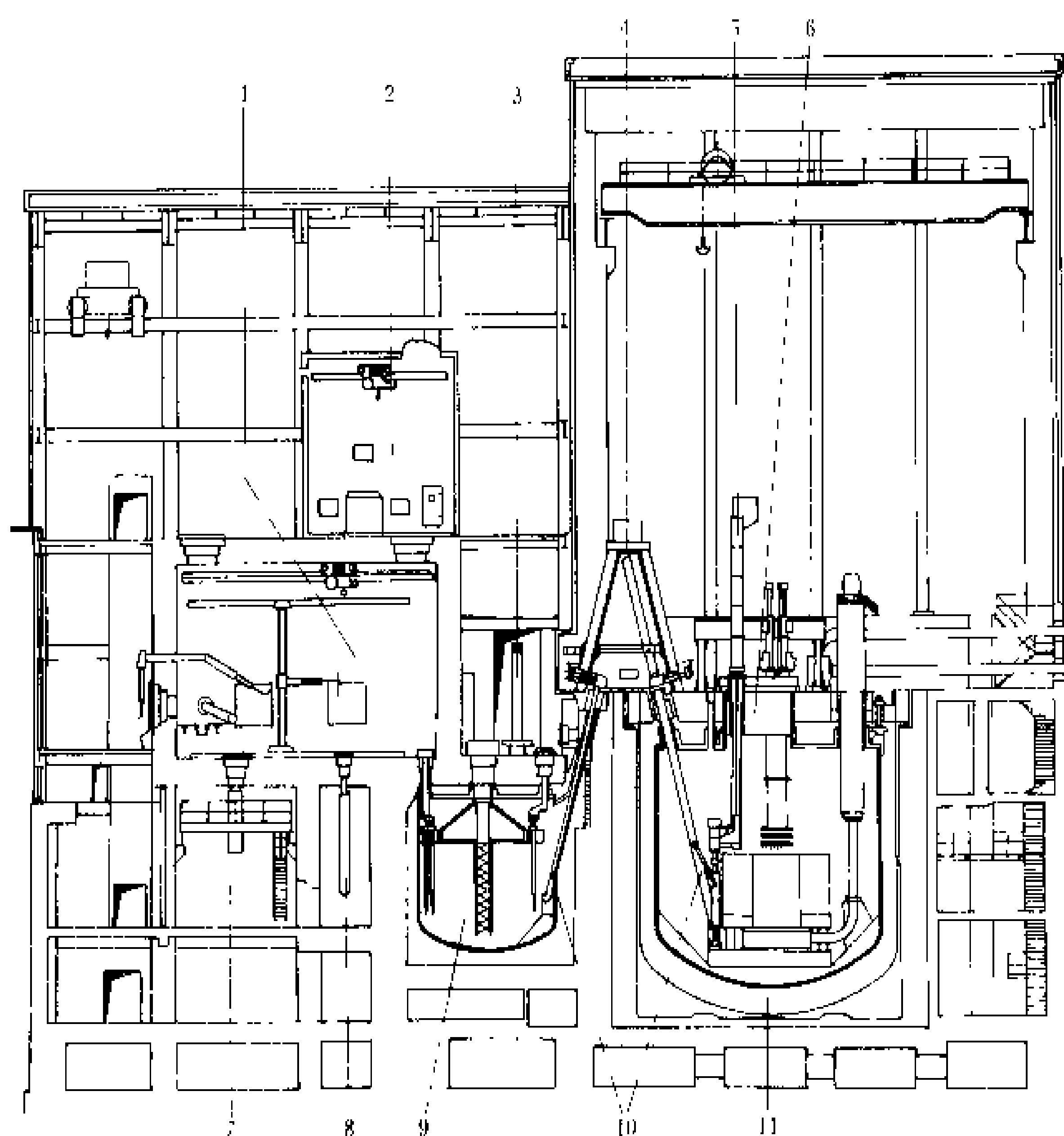


图6 凤凰原型快堆核电厂燃料操作系统

1—辐照后燃料组件室；2—顶部操作室；3—新燃料组件运输器；4—A型装卸料通道；5—转移臂；6—旋塞；7—清洗室；8—检查室；9—贮存池；10—斜孔道；11—反应堆

柱形密封建筑物，它是阻止放射性裂变产物等释放到环境的最后一道屏障。安全壳一般采用钢筋混凝土衬结构，它一方面保护环境不受辐射损害，另一方面保护反应堆不受外界意外事件（如飞射物）的损伤。

表 1 列出了克雷·马尔维尔快堆核电厂主要参数。

表 1 克雷·马尔维尔快堆核电厂主要参数

参 数	数 值	参 数	数 值
反应堆热功率 (MW)	3000	每个燃料组件棒数	271
净电功率 (MW)	1200	组件全长 (cm)	540
净热效率 (%)	40	再生层组件数	234
堆芯和再生层:		控制棒和安全棒组件数:	
等效钚装量 (t)	4.8	主停堆系统	21
燃料区铀装量 (t)	30	辅助停堆系统	3
再生层铀装量 (t)	~77	一回路系统:	
总增殖增益	0.18~0.22	钠总装量 (t)	3500
燃料燃耗 (MW·d/t)	$7\times 10^4\sim 10\times 10^4$	环路数	4
最大中子通量 [ $n/(cm^2\cdot s)$ ]	$6.1\times 10^{15}$	每条环路流量 (t/s)	4.24
最大线功率 (W/cm)	450	堆芯入/出口温度 (℃)	395/545
最大比功率 (MW/l)	0.30	二回路系统:	
堆芯燃料高度 (cm)	100	钠总装量 (t)	1200
换料间隔 (mon)	12	环路数	4
堆芯组件:		每条环路流量 (t/s)	3.27
燃料成份	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	水、蒸汽系统:	
等效钚 <sup>239</sup> Pu 浓度 (%)	15.12	蒸汽发生器台数	4
燃料区 20℃时体积 (L)	10766	每台蒸汽流量 (L/s)	0.34
轴向再生层厚度 (cm)	30	过热蒸汽温度 (℃)	490
径向再生层厚度 (cm)	50	过热蒸汽压力 (MPa)	18
组件六角管对边距 (cm)	17.9	给水温度 (℃)	237
堆芯燃料组件数	364	电站建成时间	1985

**简史和现状** 国外快堆技术的研究发展工作已有三四十年的历史，早期各国建造实验快堆的主要目的是验证快堆的增殖性能和掌握快堆的运行经验。这些国家的实验快堆大多于 60 年代中期建成，在此基础上，于 70 年代初期陆续建成了电功率为 250~600MW 的原型快堆核电厂，其主要目的是作为向商用快堆核电厂过渡的中间台阶，验证作为电厂运行的工程可行性和可靠性。法、意、德合建的 1200MW 商用验证电厂克雷·马尔维尔核电厂于 1985 年建成，说明国外快堆已处于商用初级阶段。已建成的快堆列表简介于表 2。

表 2 国外快堆简表

国 家	堆 名	热功率 (MW <sub>th</sub> )	电功率 (MW <sub>e</sub> )	堆 型	建成时间	并网时间
美国	CLEMENTINE	0.02		实验堆	1946	1953
美国	EBR-I	1.4	0.2	实验堆	1951	1963
美国	FERMI	300	60	实验堆	1963	1973
美国	EBR-II	62.5	20	实验堆	1963	
美国	SEFOR	20		实验堆	1969	1972
美国	FFTF	400		实验堆	1979	
美国	CRBR	975	350	原型堆	1983 停建	
苏联	BP-5	10		实验堆	1957	
苏联	BP-60	60	12	实验堆	1968	



续表

国家	堆名	热功率 (MW)	电功率 (MW)	类别	建成时间	关闭时间
苏联	BH-350	1000	350	原型堆	1972	
苏联	BH-600	1470	600	原型堆	1980	
美国	DFR	72	15	实验堆	1959	1976
美国	PFR	600	250	原型堆	1974	
法国	Rapsodie	40		实验堆	1967	1983
法国	Phénix	560	250	原型堆	1973	
法、意、德	Creys-Malville	3000	1200	商用验证堆	1985	
联邦德国	KNK-I	58	20	实验堆	1976	
联邦德国	SNR-300	762	312	原型堆	待装料	
日本	JOYO	100		实验堆	1977	
日本	MONJU	714	300	原型堆	(1992)	
印度	FBTR	40	15	实验堆	1985	
意大利	PEC	120		实验堆	1988 停建	

法、德、英等国的电力用户于1989年成立欧洲快堆用户集团(EFRUG),这些国家的快堆设计建造公司也于同年签约成立欧洲快堆联盟(EFR Associates),合作发展欧洲快堆 EFR-1500MW,该堆计划于1997年开始建造;苏联在解体前已开始建造 BH-800 型 800MW 快堆电厂,并准备以此推广;印度正在设计 500MW 原型快堆。美国自 CRBR 原型快堆停建后重点研究开发固有安全模块快堆。

快堆技术比较复杂、商用开发周期长。商用验证堆的经济性还没有达到商用要求。根据快中子增殖堆在国家核能发展中的作用和已经达到的工程技术成就,可以预见随着天然铀资源中<sup>235</sup>U 的逐步消耗,热中子堆工业铀的逐步积累,快中子增殖堆核电厂将有大的发展。

参考书目

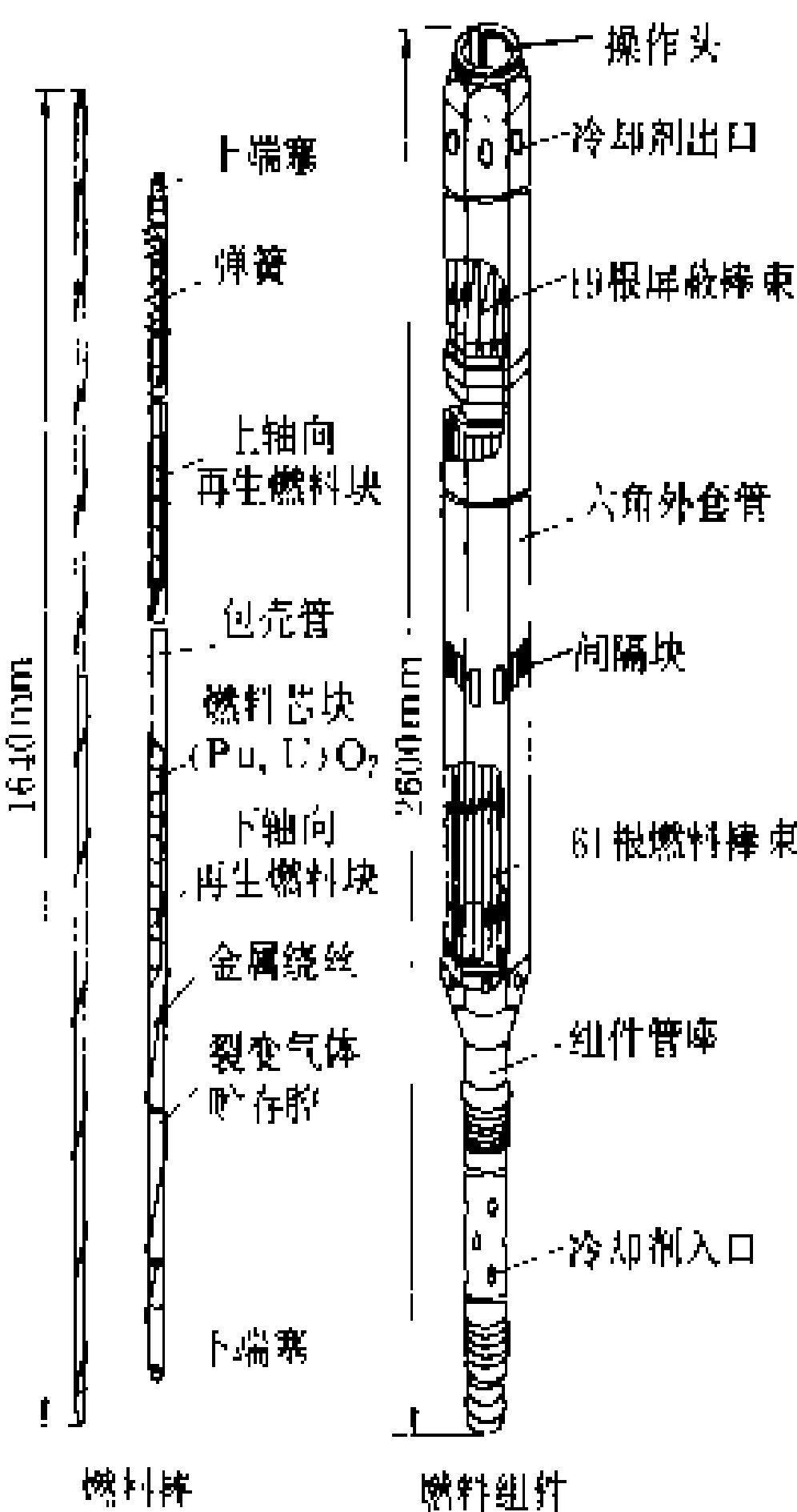
IAEA. Nuclear Power and Fuel Cycle; Status and Trends. Vienna; IAEA, 1988  
IAEA Status of Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactors. Vienna; IAEA, 1985  
IAEA. LMFBR Plant Parameters. International Working Group on Fast Reactors. Vienna; IAEA, 1985

(徐 铎)

kuaizhongzi zengzhihui ranliao zujian zhizao

快中子增殖堆燃料组件制造 (fabrication of fuel assembly for fast breeder reactor) 快中子增殖堆燃料组件是由几十根到几百根燃料棒按正

三角形点阵排列镶嵌在导轨式格栅上,再装入六角形外套管而组成的。外套管上端有组件操作机构,下端有组件定位管座(见图)。快堆燃料组件的制造主要包括燃料芯块制造,燃料棒加工和燃料组件组装。



快中子增殖堆燃料组件

燃料芯块制

造 目前建成的快堆大多数采用铀钚混合氧化物(UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>)燃料。其芯块制造工艺大体可分为调粉和制块两个步骤。

调粉 原料粉末的调制方法有机械混合法和共沉淀法。前者按规定的混合比将一定量的UO<sub>2</sub>粉末和PuO<sub>2</sub>粉末,用湿料机进行混料,

得到均匀的UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>混合粉末。后者按规定的混合比将硝酸铀酰[UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>]和硝酸钚[Pu(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub>]混合,用氨水或草酸使铀和钚同时沉淀,经过滤、干燥、焙烧及还原得到(U,Pu)O<sub>2</sub>粉末。

制块 包括粉碎、制粒、成型、预烧结、烧结、整径和密度检查。①粉碎：用球磨机和振动机将 (U, Pu) O<sub>2</sub> 粉末粉碎约 2~8h, 以获得烧结性能良好、密度符合标准的活性粉末。②制粒：加入固体添加剂, 如聚氧乙烯系、多价醇部分脂系、酯和醚系的有机物与 (U, Pu) O<sub>2</sub> 粉末相混, 在较低的压力下成型, 并粉碎到约 20 目大小, 选出符合要求的颗粒。或用水、酒精、四氯化碳等液体添加剂作成溶液, 再在搅和机中与 (U, Pu) O<sub>2</sub> 粉末混和制成泥浆, 经干燥、筛分、再干燥等整粒操作。③成型：用凸轮式或旋转式压力机将粉粒在模具中压缩成型。一般粗成型压力为 98MPa, 正式成型为 196MPa, 使生坯密度分别达到 5g/cm<sup>3</sup> 和 6g/cm<sup>3</sup> 左右。为了防止芯块上下端面的尺寸偏差, 且使密度尽可能均匀, 可采用双面压缩。④预烧结：在 400~800℃ 的还原性气氛 (氢气) 保护下进行, 使添加剂发生热分解逸出。如要除去芯块中的碳, 则应在 700℃ 以上采用 CO<sub>2</sub> 气体保护更为有效。⑤烧结：(U, Pu) O<sub>2</sub> 的烧结在 1500~1800℃ 的还原性气氛 (N<sub>2</sub> 5% H<sub>2</sub>) 或真空中进行, 烧结时间约 2~4h。⑥整径：对烧结好的燃料芯块用直径分类仪进行分类, 超过规定公差范围的燃料芯块要整径, 即在无心磨床上进行研磨。⑦密度检查：加工好的燃料芯块要随机抽样进行表面条件、形状、尺寸的检查, 计算燃料块的密度, 根据质量验收标准决定取舍。

**燃料棒加工** 燃料棒由包壳管、燃料芯块、上下再生材料块、压紧弹簧、套管和上下端塞构成。燃料棒的制造普遍采用芯块填装法, 而不用振动填充法和旋锻法。芯块填装法生产燃料棒首先将下端塞和包壳管焊接, 然后将芯块、弹簧等装入包壳管, 再压入上端塞, 进行焊接。①下端塞与包壳管焊接：包壳和下端塞都由不锈钢制成, 采用半自动的氩弧焊接工艺 (TIG) 焊接。焊接部位的机械性能、气孔率、焊接咬边及异类物的夹杂等都要符合规定。②芯块填装：用电学方法自动测定整形后符合标准的芯块柱的全长, 通过气压、油压或电机转动自动把燃料芯块和再生材料块装入包壳管。③管口去污：在填装芯块时, 芯块经过的管口往往被放射性物质所沾污, 在管口焊接时产生焊接缺陷或引起固定沾污。因此, 管口要用浸过酒精的棉棍擦拭去污。④上端塞焊接：管口去污后, 装入套管弹簧, 再压入上端塞。从焊接质量考虑, 端塞配合部分尺寸一般要比包壳内径大 0.01~0.02mm, 端塞中心开孔, 供燃料棒内抽真空和充氦气结合层之用。用 TIG 焊接工艺, 在手套箱内进行焊接。焊接部位的机械性能、气孔率、焊接咬

边及异类物的夹杂都要符合规定。⑤充结合层介质：将燃料棒抽至 10<sup>-3</sup>~10<sup>-4</sup>Pa 真空度, 保持 10~15min, 在室温下充入 0.1MPa 的氦气。最后在保持氦压状态下将通孔堵焊。⑥表面去污：在从手套箱的气氛中取出燃料棒之前, 用浸过酒精或丙酮的布擦拭表面进行去污。⑦质量检查：燃料棒加工结束后要对焊接部位进行 X 射线检查、氦气找漏、平直度和外观等检查。

**燃料组件组装** 大体分为束棒组装、结构件焊接和质量检查三个步骤。

**束棒组装** 根据燃料棒径向定位方式的不同, 分金属绕丝定位和格架定位两种组装。前者用直径等于或略小于燃料棒间的间隙的不锈钢丝。先在一定的作用力下把金属丝拉紧, 剪下所需长度的金属丝, 把金属丝的一端穿入下端塞的小斜孔内, 并伸出 1.5~2.0mm 长, 移到 TIG 电弧下焊接, 然后在一定的拉力 (40~60MPa) 下按照要求的螺距进行绕制金属丝, 绕到另一端后, 用一定位片锁紧燃料棒上端塞处的金属丝, 转动拉紧金属丝小片的牙, 把金属丝嵌入上端塞上磨铰的槽内, 剪去多余的金属丝, 用 TIG 工艺将金属丝焊到上端塞上。最后将有绕丝的燃料棒通过它下端塞的槽, 逐根地嵌入导轨式的格栅构成束棒。

格架定位用金属片或小六角管通过点焊或铅焊构成格架 (见水冷堆燃料组件制造), 将燃料棒一根一根插入格架, 然后嵌入导轨式格栅组成束棒。

**结构件焊接** 将符合标准的六角形外套管和组件的管座置于一个能使部件转动的组装台架上, 并对中外套管和管座的焊接部位, 用胎具固定。为了保证组装质量, 先用 TIG 工艺, 一组一组对边依次点焊两点定位, 取掉胎具, 也是一组一组对边依次用 TIG 工艺焊接。焊接好后, 把组装好的束棒从外套管的另一端装入, 借助几个 (一般为三个) 特殊的埋头螺钉, 把束棒的格栅固定在管座上或外套管上, 即固定了束棒的轴向位置。接着把组件的操作机构与外套管的另一端焊接部位对中, 用胎具固定, 先用 TIG 工艺依次一组一组对边各点焊两点, 再用 TIG 工艺一组一组对边依次焊接。最后焊接间隔块, 间隔块的材料为硬质合金, 如司太立合金。先在组件外套管外表面上确定焊接位置, 把已加工好的间隔块覆盖在被焊接位置上, 用 TIG 在焊件周围点焊数点, 然后用 TIG 工艺焊接。

**质量检查** 除了对焊缝进行 X 射线检查外, 还要用外形测量仪测量出形位公差, 给出组件的扭曲度、不直度和同轴度, 这些都应在给定的公差范围内。

(谢光善)

# L

laji fenshao dianzhan

**垃圾焚烧电站** (garbage incineration power station) 以焚烧垃圾取得热量作为能源建立的电站。

垃圾焚烧电站技术的应用始于 20 世纪 50 年代, 最先应用的国家是联邦德国和法国。到 80 年代, 联邦德国已建立 16 座垃圾焚烧电站, 所获得的能源, 已达全国能耗的 4%~5%, 成为电网不可缺少的电源 (参见彩图插页第 40 页 73 图)。汉堡市每年垃圾焚烧所生产的热能全部用于发电。其中: 市东部的垃圾焚烧场, 每年焚烧 11.69 万 t 垃圾, 产 15.8 万 t 蒸汽, 用于发电, 年产电能 1030 万 kW·h; 市属的思特岭耳·摩尔垃圾焚烧场, 每年焚烧 20 万 t 垃圾, 产 27.1 万 t 蒸汽, 年发电量 1765 万 kW·h。法国共有垃圾焚烧场 50 个, 焚烧炉约 90 座, 最大的焚烧场在巴黎附近, 生产全部自动化, 垃圾燃烧过程不加助燃材料, 靠自身焚烧, 所发电可满足巴黎用电量的 20%。美国 1968 年在尼加拉瓜能源中心建造了一座全烧垃圾的发电厂, 每天处理垃圾 2200t, 1980 年在纽约建立了一座垃圾提能工厂, 日处理垃圾 2200t, 生产蒸汽和发电; 在佛罗里达州还建造了既能从固体废物中回收金属又能产生蒸汽用以发电的垃圾处理装置, 日处理垃圾 1400t。日本 1965 年在大阪市西淀区建立了垃圾焚烧电站, 安装发电机两台, 每台装机容量 2700kW; 1976 年在东京建立了装机 12MW 的垃圾发电站。到 1980 年 3 月止, 日本已有 28 座城市利用垃圾发电, 发电能力为 79800kW。垃圾发电技术正在日本大中城市推广, 有代表性的工厂如表 1 所列。

表 1 日本有代表性的垃圾电厂

工厂名称	处理量	热回收利用形式
东京都葛饰清扫工厂	一般废物 1200t/a	发电设备 12000kW, 自用之外的剩余电力售给东京电力公司, 供体育馆、温水游泳池等单位
札幌市厚别清扫工厂	一般废物 600t/a	发电设备 1400kW, 自己消费用

续表

工厂名称	处理量	热回收利用形式
丰桥市资源化中心	一般废物 2400t/a 尿 243kL/a	发电设备 1500kW, 自己消费用。用产生的蒸汽处理尿, 生产堆肥, 并向地方自治团体中心和温室供应温水

垃圾焚烧电站的优点 主要有: ①垃圾焚烧时, 炉内温度一般为 900℃, 炉心最高温度为 1100℃。经过焚烧, 垃圾中的病原菌彻底杀灭, 从而达到无害化的目的。②垃圾焚烧后, 灰渣只占原体积的 5%, 从而达到减量化的目的。③垃圾焚烧之后, 纸张、塑料和其他有机废物被完全去除, 回收金属和玻璃比较容易。④垃圾焚烧发电, 可补充电能的不足, 有明显的节能效益。

垃圾焚烧发电工艺 联邦德国、法国等西欧国家普遍采用水冷壁焚烧炉焚烧垃圾, 产生的蒸汽直接用于发电。美国和瑞典一般采用半悬浮式水冷壁焚烧炉焚烧垃圾, 产生的蒸汽直接用于发电。美国还研制出了直接焚烧炉、回转焚烧炉、空气中旋转焚烧炉、低焰焚烧炉等多种类型的专用垃圾焚烧炉, 产生的蒸汽用于发电。日本并提出了结合发电系统的工艺, 其作法是在离垃圾堆积基地 50、100、200km 的海岸同时建立火力发电厂和大型废弃物处理厂, 把垃圾焚烧产生的蒸汽输入火力发电厂的蒸汽管内, 将两者的蒸汽混合用于驱动汽轮机带动发电机发电, 以提高发电能力。废弃物单独焚烧发电效率为 14%, 结合发电系统发电效率为 26%。废物处理厂规模越大, 成本越低, 效率越高。按照日本的实践, 垃圾发电的规模可参考表 2 所列方案选择。

就世界而言, 垃圾焚烧发电还处于初始阶段, 中国还刚开始研究试验垃圾焚烧发电工程, 但发展潜力很大。以日本为例, 如果将垃圾的热能全部用于发电, 其电能相当于全日本电能消费总量的 3.7%, 垃圾集中的城市更高, 东京可达 9.5%, 札幌可达 12.6%。

表 2 垃圾发电的规模与方案

处理厂规模	排垃圾人口	热回收利用方式
<100t/d	<10 万人	由于垃圾焚烧所产热能不能满足电厂连续运转的需要, 不宜建发电厂
100~300t/d	10~30 万人	发电, 可供自身使用
300~1000t/d	30~100 万人	发电, 除供自身使用外, 还可向外供电, 比较稳定
>1000t/d	100 万人以上	可以正规发电

垃圾发电当前遇到的关键问题是, 电站的发电量被动性大, 稳定性小。其原因是, 垃圾中可燃废弃物的

质量和数量随季节和地区的不同而发生变化。因此,垃圾焚烧电站的多余电力向电力公司出售时,给予的评价较低,价格不高。为解决这个问题,需加强垃圾质量管理、技术控制和开发燃烧新技术。

(1)加强垃圾质量管理:可供采用的措施有:扩大垃圾搜集范围,加大垃圾处理厂贮藏容量,使垃圾在短期内质量趋于平稳;加强垃圾筛选和分离,增加可燃物的回收数量和质量;加强工厂废物中可燃物质的回收,提高垃圾可燃成分的含量。

(2)作好技术控制:如控制炉内焚烧温度,控制蒸汽产量,改进汽轮机排汽的空气冷却式真空凝汽器设备,以提高焚烧垃圾发电的稳定性。

(3)开发垃圾气化技术:改垃圾直接焚烧为气化后用气燃烧,再进行发电。这是因为燃料气的燃烧过程易于控制,发电也比较稳定。该技术正处于研究过程中。

参考书目

游清泉,垃圾的能量,北京:能源出版社,1986

(姚永福 吴力斌)

链式反应

**链式反应 (chain reaction)** 核反应产物之一能引起同类的反应,从而使该反应能链式地进行的核反应。根据一次反应所直接引起的反应次数平均小于、等于或大于1,链式反应可分为次临界的、临界的或超临界的三种。

链式反应如果不依靠外界的作用能持续下去,则称为自持链式反应。具体条件是,当一个可裂变核吸收一个中子产生裂变后,新产生的裂变中子,平均至少要有有一个中子能再引起另外一个可裂变核裂变(参见彩图插页第7页15图)。但必须注意到,在核裂变过程中产生的中子并非完全都能再引起裂变反应。中子在运动过程中一方面可能发生其他一些非裂变的核反应,另一方面有一部分不可避免地会反应堆中泄漏损失掉。这是因为反应堆不仅包含着核燃料、冷却剂、慢化剂(热堆)和结构材料等,而且本身大小又是有限的。

对于热中子反应堆,引起链式反应主要是热中子,但裂变释放的中子都是快中子。因此,裂变中子在反应堆内一定要经过中子慢化过程,使原来能量较高的裂变中子经与慢化剂原子核的散射作用,而逐渐慢化到热能。即使变成了热中子,但在它被燃料吸收以前,热中子在堆内还经历由高密度向低密度的扩散过程(见中子扩散)。中子在慢化过程与扩散过程中都存在着泄漏损失。由此可见链式反应是在裂变中子经历一系列过程后得以自持下去。如果反应堆内单位时间内裂变产生的中子数等于或多于单位时间内裂变吸收(包括裂变和辐射俘获)和泄漏损失的中子数,则反应堆内链

式反应才可能自持下去(见反应堆临界)。反应堆是一种可控的自持链式反应装置,而原子弹则是一种不可控的自持链式反应装置。

参考书目

谢仲生主编,核反应堆物理分析(上册),第二版,

北京:原子能出版社,1985

J.R.拉马什著,核反应堆理论导论,洪流译,北京:原子能出版社,1977(Lamarsh J.R. Introduction to Nuclear Reactor Theory, Addison-Wesley Publishing CO., 1966)

(郑福裕)

两相流

**两相流 (two-phase flow)** 系统内有两种物相同时存在的流动。由相同化学成分组成的两相流称为单组分两相流,如液相水与气相水蒸气所组成的汽水混合物的流动;由不同化学成分组成的两相流称为多组分两相流,如空气-水混合物的流动。在反应堆系统中,常见的是单组分汽-液两相流。例如,在沸水堆的各冷却剂通道及压水堆的热通道内,冷却剂受热发生相变(饱和沸腾或过冷沸腾时),形成汽-液两相流。两相流的存在明显地改变了冷却剂的流动和传热特性。伴随相变产生的气泡还会减弱兼作反应堆慢化剂的冷却剂水的慢化能力。因此,两相流的研究对反应堆的设计、运行和安全分析是非常重要的。

**流型** 汽-液两相流中汽相和液相存在的形态。流型与系统的压力、流量、质量含汽率、壁面热流密度、通道的布置、几何形状以及流体流动方向等都有着密切的联系。流型的变更伴随着动量传递及传热特性的改变,不同的流型会形成不同的流动工况,产生不同的流动压降、不同的传热方式,在有些情况下,会出现沸腾换热恶化。(见反应堆传热、临界热流密度)

在垂直向上的加热通道中,通常可能出现泡状流、弹状流、环状流、雾状流四种流型(见图1)。

(1)泡状流:连续液相中包含分散气泡的流动。常发生在低质量含汽率区;

(2)弹状流:小气泡聚合成尺寸接近通道直径的呈弹头状大气泡的流动,也称塞状流或块状流。是一种不稳定的过渡流型,常出现在中等质量含汽率区;

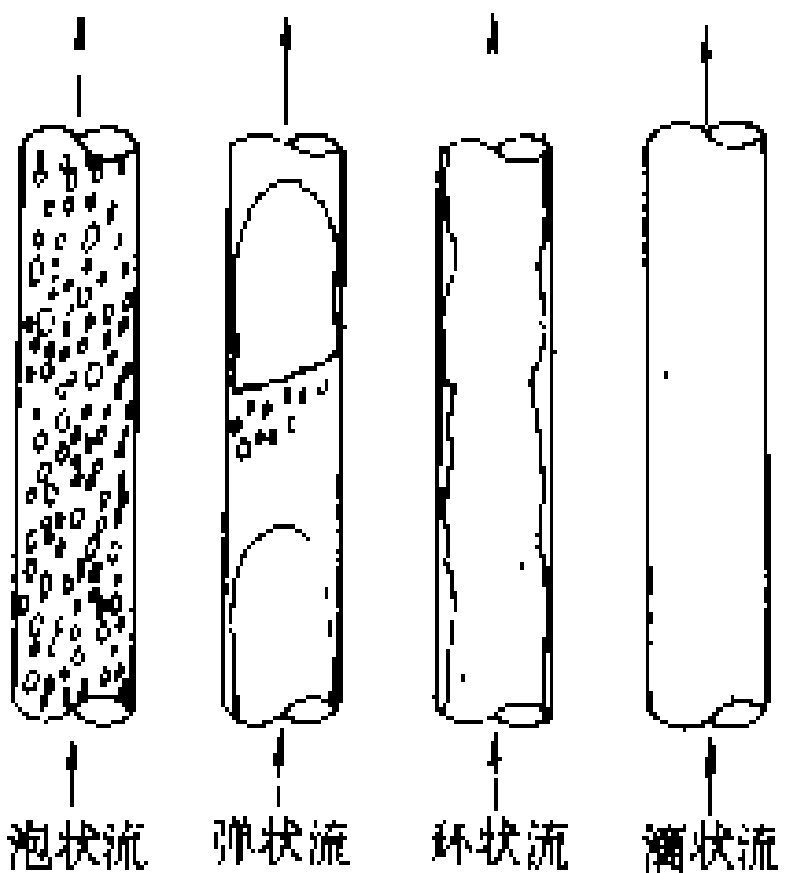


图1 垂直向上流的典型流型图

(3) 环状流: 液相流沿通道壁呈环状膜形的连续流, 而连续的汽相则在管道的中心部分流动, 在液环中还弥散着气泡, 在汽相中也夹带着液滴。常出现在较高质量含汽率区;

(4) 雾状流: 分散的细小液滴在连续汽相流中的流动。也称滴状流, 常出现在高质量含汽率区。

**气泡脱离点** 气泡开始跃离加热壁面的位置, 又叫气泡脱离壁面起始点或净蒸汽产生起始点。按非平衡态热力学模型, 它还是两相流与单相流的分界点, 在此点之后, 主流内出现净蒸汽, 即真实质量含汽率  $x$  开始大于零, 流动变为两相流。通常设液相的过冷度 (欠热温度或过冷焓) 达到某临界值作为达到气泡脱离点的判据, 而临界值的具体数值与流动的热工水力条件 (如主流流速、壁面热流密度、压力) 和通道尺寸等有关。不同的学者给出不同的计算模型。一种计算模型认为临界过冷焓  $\Delta h_d$  可按式计算: 当贝克来数  $Pe \leq 70000$  时,  $\Delta h_d = 0.0022 q d_c c_{p,l} / k_l$ ; 当  $Pe > 70000$  时,  $\Delta h_d = 154 q d / G$ 。式中  $G$  为质量流速,  $\text{kg}/(\text{m}^2 \cdot \text{s})$ ;  $c_{p,l}$  为液体的定压比热,  $\text{J}/(\text{kg} \cdot ^\circ\text{C})$ ;  $k_l$  为液体的热导率,  $\text{W}/(\text{m} \cdot ^\circ\text{C})$ ;  $d_c$  为当量直径,  $\text{m}$ ;  $q$  为热流密度,  $\text{W}/\text{m}^2$ ;  $\Delta h_d$  为临界欠热焓, 即液体饱和焓与气泡脱离点流体焓之差值,  $\text{J}/\text{kg}$ 。

**平衡态质量含汽率** 汽、液两相处于热力学平衡状态时的两相流中蒸汽的质量流量份额。按平衡态热力学模型, 质量含汽率等于零 ( $x_e = 0$ ) 的点叫饱和沸腾起始点, 它是平衡态的两相流与单相流间的分界点。通常按式  $x_e = (h - h_s) / h_{fg}$  确定平衡态质量含汽率  $x_e$  的数值, 式中  $h$  为流体焓,  $\text{J}/\text{kg}$ ;  $h_s$  为饱和液体焓,  $\text{J}/\text{kg}$ ;  $h_{fg}$  为汽化潜热,  $\text{J}/\text{kg}$ 。

**真实质量含汽率** 两相流中蒸汽的真实质量流量份额。当汽、液两相处于热力学平衡态时, 真实质量含汽率  $x$  等于平衡态质量含汽率, 即  $x = x_e$ ; 当两相处于热力学非平衡态时, 它大于平衡态质量含汽率, 即  $x > x_e$ 。气泡脱离点是单相流与两相流区域的分界点, 它的  $x$  值为零, 此点之后,  $x > 0$ , 但  $x_e$  可能小于零, 即主流中流体可能还未达饱和态。

在低欠热沸腾区, 真实质量含汽率  $x$  与当地的平衡态质量含汽率  $x_e$ 、气泡脱离点的平衡态质量含汽率  $x_{ed}$  有关, 常用下述指数公式:  $x = \{x_e - x_{ed} \exp[(x_e/x_{ed}) - 1]\} / \{1 - x_{ed} \exp[(x_e/x_{ed}) - 1]\}$ 。

**空泡份额** 流道截面中汽相流体所占总截面的份额, 又称截面含汽率。它与质量含汽率的关系可用  $\alpha = x v_g / [x v_g + (1-x) v_s]$  表示, 式中  $v_l$  和  $v_g$  分别是液相流体和汽相流体的比容;  $x$  通常指真实质量含汽率, 但有时也代表平衡态质量含汽率  $x_e$ ;  $s$  是滑速比, 它等于汽相流体平均速度与液相流体平均速度之比值。在垂

直向上流动的两相流中, 由于蒸汽的密度小, 在浮升力的作用下其速度比液体的快, 汽-液间便产生了相对滑移, 使滑速比大于 1。 $s$  的具体计算公式是压力、质量含汽率和流速的函数。

**流动不稳定性** 两相流受到微小扰动后所发生的流量漂移或流量振荡。振荡的振幅可以是恒定的, 也可以是变化的。它可能引起部件的疲劳或热疲劳破坏; 也可能使系统的传热性能变坏, 造成沸腾换热恶化; 还可能干扰控制系统, 在冷却剂兼作慢化剂的反应堆中, 这个问题尤其严重。因此, 它的研究对反应堆的设计和安全分析是非常重要的。它可分为稳态流动 (静力学) 不稳定性 and 瞬态流动 (动力学) 不稳定性。

稳态流动不稳定性包括莱迪内格 (Ledinegg) 不稳定性 (或叫流量漂移) 和流型不稳定性等。莱迪内格不稳定性的特点是系统内的流量会发生非周期性的漂移, 即流量会从一个数值改变为另一个数值, 这是因为系统的水力特性曲线的某一区域是多值的 (图 2 中的阴影部分), 即一个驱动头对应几种流量。可采用在系统入口处加节流件或增加系统压力等方法使带多值性区的水力特性曲线转变成单值性曲线, 从而消除莱迪内格不稳定性。

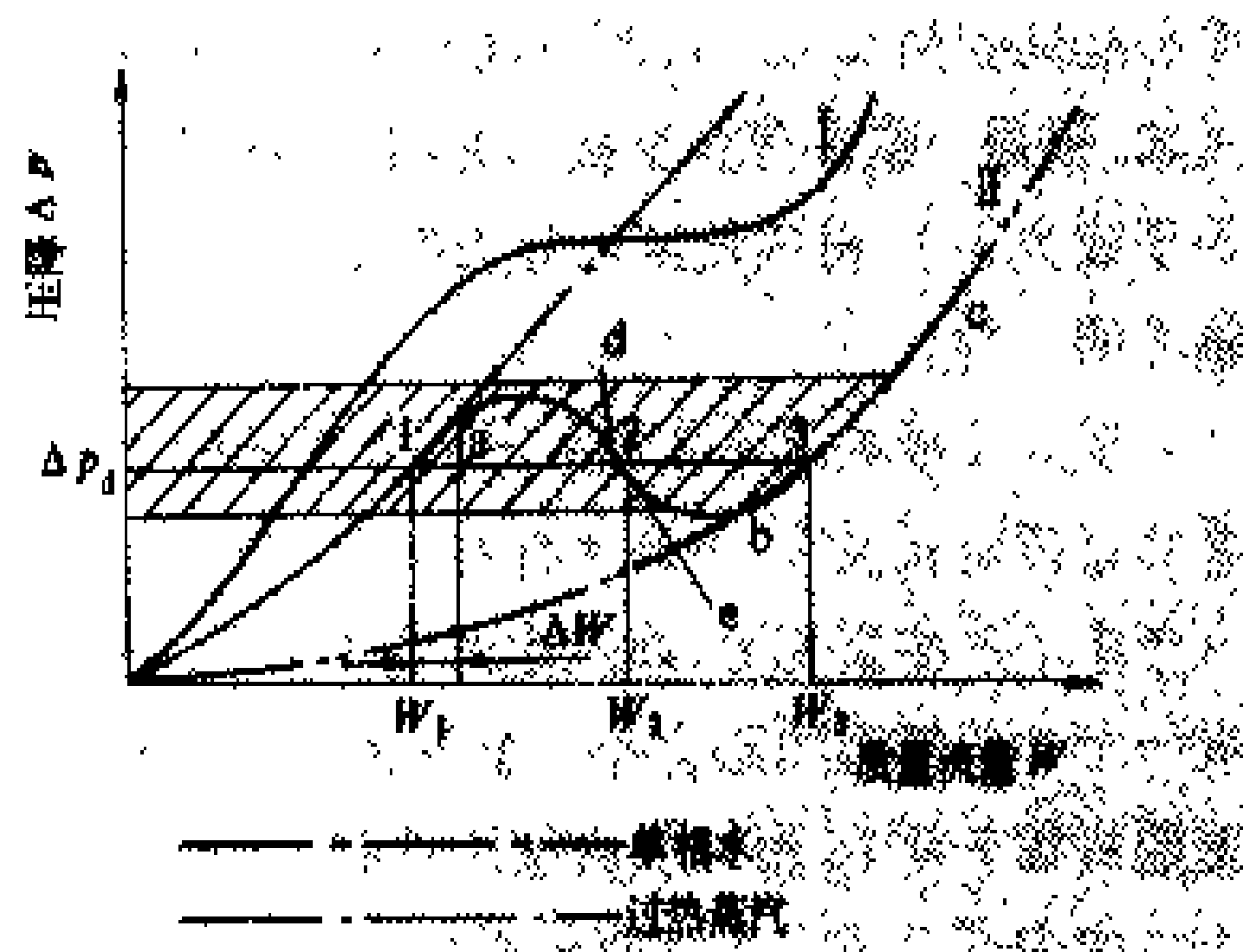


图 2 带多值性区的水力特性曲线

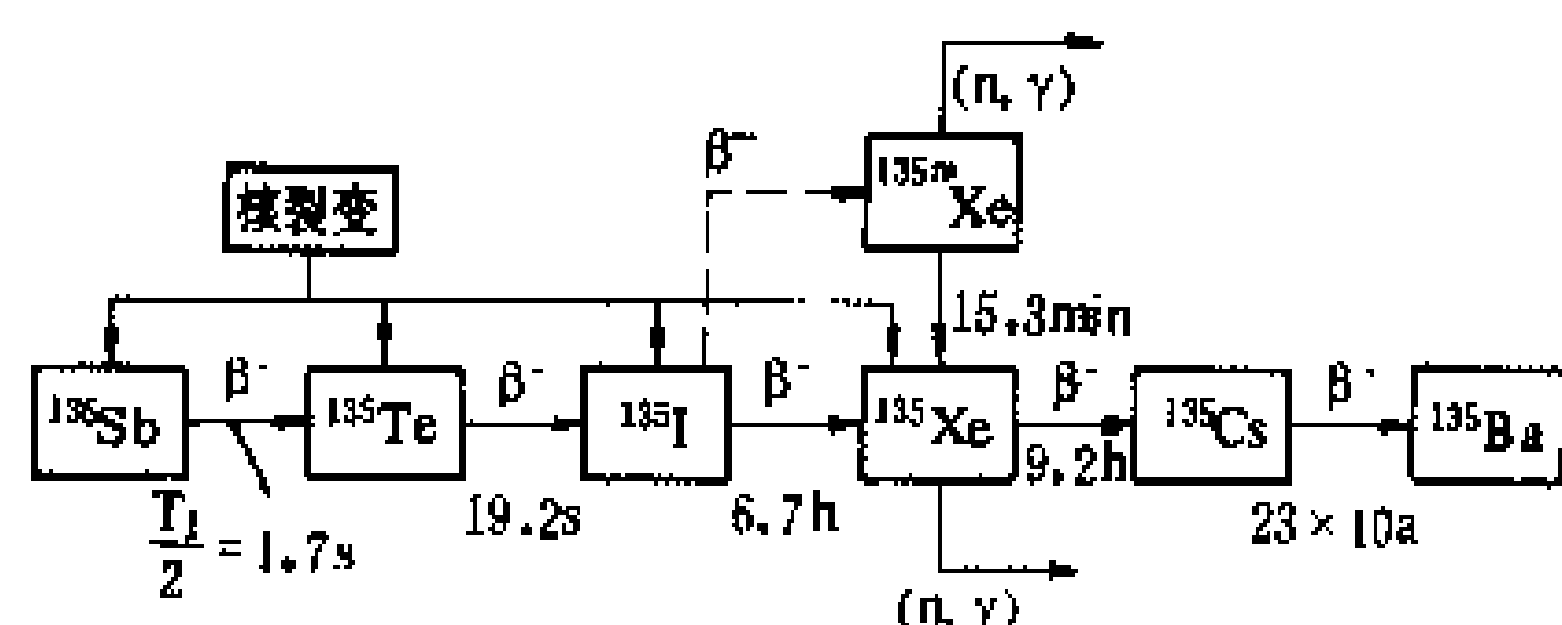
瞬态流动不稳定性包括密度波不稳定性、脉动、声波振荡和热振荡等。在加热的沸腾通道中, 若某一热工参数发生扰动, 例如, 暂时减少通道入口的流量, 将使流体焓升高, 平均空泡份额也随着提高, 平均密度下降, 那么这一扰动势必影响到流动压降及传热性能。这种情况下, 经过多次的反馈作用, 就会形成流量、空泡份额 (或密度) 和压降的振荡, 它称为密度波 (或空泡波) 不稳定性, 是最常见的一种瞬态流动不稳定性。在沸水反应堆内, 密度的振荡还会引起反应性的变化, 核效应的反馈作用使一般的流体动力学不稳定性变得更加复杂。实验证明, 提高系统压力, 加大通道进口节流度, 缩短通道加热长度和增加质量流速都可增加流动稳定性, 减少发生密度波振荡的可能性。

(赵兆明)

## 裂变产物毒性 (fission product poisoning)

某些裂变产物吸收中子所引起的反应性亏损。中子与裂变物质作用发生裂变反应时，裂变物质的原子核一般分裂成两个中等质量数的核，称为裂变碎片，并发射出中子和其他放射性射线（见裂变反应）。这些裂变碎片几乎都有过大的中子-质子比，经过一系列 $\beta$ 衰变后，转变为许多种稳定核。裂变碎片及其衰变产物统称裂变产物。裂变产物中有些元素核，如 $^{135}\text{Xe}$ ， $^{149}\text{Sm}$ ， $^{151}\text{Sm}$ ， $^{113}\text{Cd}$ ， $^{155}\text{Gd}$ 和 $^{157}\text{Gd}$ 等，具有相当大的热中子吸收截面，其中 $^{135}\text{Xe}$ 和 $^{149}\text{Sm}$ 吸收热中子尤为强烈。在反应堆内，它们消耗堆内中子，对反应堆有效增殖性造成不利影响，故把这些中子吸收截面大的裂变产物视作“毒素”。

在热中子反应堆中， $^{135}\text{Xe}$ 是引起裂变产物中毒最重要的一种同位素。它通过两种途径生成：一是由裂变直接产生的，对于 $^{235}\text{U}$ 裂变，它的产额为0.00228；二是从裂变产物 $^{135}\text{I}$ 经 $\beta$ 衰变转化而来，对于 $^{235}\text{U}$ 裂变， $^{135}\text{I}$ 的产额为0.06386，其中91%将转化为 $^{135}\text{Xe}$ 。由此可见， $^{135}\text{Xe}$ 主要来源于 $^{135}\text{I}$ 的 $\beta$ 衰变。下图表示了碘和氙的生成过程。



碘和氙的生成

当反应堆启动后稳定功率运行时，碘和氙的浓度随着运行时间的增长而增加，大约经过5~6个该同位素半衰期后，达到平衡浓度（或称饱和浓度），这相当于在稳定功率下运行2~3天，就可达到平衡浓度。这时， $^{135}\text{I}$ 和 $^{135}\text{Xe}$ 的产生率正好等于其消失率，因此它们的浓度保持不变。由平衡氙浓度引起的反应性亏损称为平衡氙毒。它的大小与反应堆功率密度和核燃料的富集度有关。

反应堆功率改变，或者堆内功率分布较大扰动，都会引起氙的不稳定中毒。停堆后出现的碘坑现象以及由于堆内局部功率扰动激励的氙振荡现象是瞬态氙的两个典型例子。

停堆后，碘的生成和氙因吸收中子而消失都停止了。停堆时所积累的碘和氙分别以6.7h和9.2h的半衰期继续衰变。当碘的浓度比氙的浓度大，且为 $\frac{\lambda_{\text{Xe}}}{\lambda_{\text{I}}}$ 倍时，碘衰变成氙的速率，比氙的衰变速率快，则在停堆后的一段时间内，氙的积累暂时增加。与此同时，碘的

浓度在不断下降，碘的衰变也在减弱。于是，氙的浓度达到最大值后就会逐渐下降。

**碘坑** 停堆后反应堆的反应性随时间的变化而形成一低谷的现象。碘坑的大小与反应堆的中子通量密度有关。中子通量密度越高，碘坑越大越深，反应堆设计时必须考虑这一因素。在碘坑期内，若剩余反应性大于零，反应堆能重新启动；若剩余反应性小于零，则反应堆无法重新启动，只能等待爬出碘坑后再启动，从而使反应堆再启动受到一定的限制，特别是对剩余反应性较小的石墨堆。克服的办法有两种：一种是在堆内加入更多的燃料，使其有足够剩余反应性克服碘坑，但这种方法要有相应的安全措施。另一种是适当地控制停堆程序，使停堆后氙的积累比较少，这样反应堆再启动将会受到很小的限制。

**氙致功率振荡** 反应堆内氙浓度和功率分布产生空间振荡的现象。在大型热中子反应堆内，局部区域功率扰动会引起局部区域氙浓度和增殖系数的变化。反过来，后者又引起前者的变化。两者相互作用有可能产生氙致功率振荡（见反应堆稳定性）。如果氙致功率振荡不加以控制和抑制，有可能危及堆芯安全。由于这种氙的瞬态过程比较缓慢，振荡周期比较长，利用控制棒移动能有效地加以控制和抑制。

（陈仁济）

## 裂变反应 (fission reaction)

可裂变重核裂变成两个，少数情况下，可分裂成三个或更多个质量为同一量级的核并放出能量的核反应。裂变反应包括用中子轰击引起的裂变和自发裂变。后者除如 $^{252}\text{Cf}$ ，现在多用作中子源外，其他如 $^{240}\text{Pu}$ 等，一般不予以考虑。所以有意义的是指用中子轰击某些可裂变原子核时，引起重原子核发生裂变的一种反应（见中子与物质的相互作用）。在裂变过程中有大量能量释放，且伴随着放出若干个次级中子。这是最重要的一种核反应。

**核裂变反应** 一般可用反应式 $\text{U} + \text{n} \rightarrow \text{X}_1 + \text{X}_2 + \nu \cdot \text{n} + E$ 来描述，其中用 $\text{U}$ 表示可裂变核， $\text{n}$ 是中子， $\text{X}_1$ 及 $\text{X}_2$ 分别代表两个裂变碎片核， $\nu$ 表示为每次裂变平均放出的次级中子数， $E$ 表示每次裂变过程中所释放的能量。

**可裂变核素** 能进行裂变（无论由何种过程引起）的核素，其原子核一般都是质量数大的重核。目前最重要的可裂变核素为 $^{233}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 及 $^{232}\text{Th}$ 、 $^{238}\text{U}$ 等。按它们的原子核是否易于裂变而分成两类。当用任意能量的中子轰击时，都能引起其原子核裂变的可裂变核素，称为易裂变核素，例如上述前三种核素都是属于这一类。另一类是只有当能量大于某一阈值的中子去轰

击其原子核时，才会引起裂变反应的核素。例如，对<sup>238</sup>U，只有用能量大于1.1MeV的中子去轰击其原子核时，才会有裂变反应发生。

在自然界中，天然存在的易裂变核素只有<sup>235</sup>U。但某些基本核素在俘获中子后，经过放射性衰变会生成一种新的人工易裂变核素。例如，<sup>238</sup>U俘获一个中子后，经过两重β衰变，最终变成易裂变核素。具体反应过程为：<sup>238</sup>U (n, γ) <sup>239</sup>U  $\xrightarrow[23\text{min}]{\beta^-}$  <sup>239</sup>Np  $\xrightarrow[2.3\text{d}]{\beta^-}$  <sup>239</sup>Pu，这种核反应后生成新的人工易裂变核素<sup>239</sup>Pu；同样，<sup>232</sup>Th核俘获一个中子后的整个转换过程为：<sup>232</sup>Th (n, γ) <sup>233</sup>Th  $\xrightarrow[22\text{min}]{\beta^-}$  <sup>233</sup>Pa  $\xrightarrow[27\text{d}]{\beta^-}$  <sup>233</sup>U，此反应最终生成新的人工易裂变核素<sup>233</sup>U。

用来轰击可裂变核素原子核可以引起裂变反应的中子的能量是有所不同的；而对易裂变核素原子核，可用任意能量的中子来轰击并引起其裂变。在实用中按照中子能量（也即中子速度）的大小把中子粗略地分成为快中子、中能中子和热中子三种。对能量大于0.1MeV的中子称为快中子，在0.1MeV~1eV能量范围内的中子称为中能中子，而把能量小于1eV量级的中子称为热中子（见中子与物质相互作用）。目前利用最多的是用热中子引起<sup>235</sup>U的裂变而放出的能量。

裂变能 根据裂变反应前后核间的质量亏损（见结合能），可以算出，也经实验证实，每一次裂变释放出的能量大约为200MeV。其中80%是以裂变碎片的动能形式放出的。裂变能量的分配方式如表1所示。

表1 裂变释放能的形式

能量形式	能量 (MeV)	发射时间
裂变碎片动能	168	瞬发
裂变中子动能	5	瞬发
瞬发γ能量	7	瞬发
裂变产物γ衰变能量	7	缓发
裂变产物β衰变能量	8	缓发
中微子能量	12	缓发
总计	207	

在反应堆内，裂变碎片的动能绝大部分都在核燃料内转换成热能。裂变放出次级中子动能大部分都在堆内被各种材料吸收转换成热能。裂变放出次级中子本身有一部分也将被堆内各种材料吸收，发生(n, γ)反应，而要释放出3~12MeV能量。虽然这部分能量不是核裂变直接放出来的，但它也是裂变带来的后果。并且有相当一部分这种γ射线将在反应堆内被吸收并转换成热能，故而通常在反应堆计算中把它们也归入

到裂变反应所释放出可利用的能量内。由于中微子不带电，其质量又很小，几乎不与堆内任何物质作用。故而中微子所带有12MeV的能量在反应堆内是无法利用的。确切地讲，每次裂变反应后所放出的可利用能量会随着堆型而有小的差别。但在作一般计算时，可以近似地认为，对<sup>235</sup>U核每次裂变后，在堆中可利用的能量约为200MeV。其他可裂变核素原子核每次裂变放出的可利用能量也在这个数值附近。可利用的裂变能量中，大约97%是分配在燃料内，不到1%（为γ射线形成）的能量在堆的屏蔽层里，其余能量分配在冷却剂和结构材料内。可利用的能量中还包括了裂变产物衰变过程中放出的γ及β射线，但这部分能量的释放是有一段时间延迟的，它们占了总可利用能量中的4%~5%左右。当反应堆一旦停止运行后，裂变能量中的大部分由于裂变反应的终止而不再放出。但在停堆前形成的裂变产物，此时仍然存在，且处于衰变过程中。所以，裂变产物衰变时，放出的β及γ射线及其能量，仍然在停堆后相当一个时期内要释放出来。因此反应堆在停堆后仍需要进行冷却和屏蔽。将这些衰变热从停堆后的堆芯中导出，已成为核反应堆安全研究中重要问题之一。

裂变产物 核裂变反应的结果生成几个中等质量数的裂变碎片及其衰变产物。核裂变方式有很多可能途径，其绝大多数是分裂成两个裂变碎片核，对于热中子引起的<sup>235</sup>U的裂变来说，已发现了约30多种不同裂变方式，也即约有60多种裂变碎片。裂变碎片的质量数大都分布在72~158之间。几乎所有的裂变碎片都是不稳定的，它们要经过一系列β及γ衰变。这样在最终裂变产物中可能包括了有300多种不同核素的各种放射性及稳定核同位素。

裂变产物中有些核素有较长的半衰期或较强放射性，这将给它们的运输及最终安全储存（见放射性废物处置）都带来一系列特殊的问题。这也是在利用裂变能量时必须考虑的重要问题之一。有些裂变产物如：<sup>135</sup>Xe和<sup>149</sup>Sm都具有相当大的热中子吸收截面，它们将会吸收反应堆内的热中子，从而影响到反应堆的中子平衡过程。因此对这些裂变产物的产生、衰变及吸收而消亡的过程要加以认真研究（见裂变产物毒性）。

裂变中子 在裂变反应过程中放出新次级中子。每次裂变放出次级中子平均数用ν表示。ν值的大小和可裂变核的种类及引起裂变的中子能量有关。中子能量越大，ν值也越大。例如，热能中子轰击<sup>235</sup>U，ν值为2.43（即每次裂变平均放出2.43个次级中子）；若用热中子轰击<sup>239</sup>Pu，那么ν值为2.84。但若用快中子（1MeV快中子）去轰击<sup>239</sup>Pu，那么ν值为2.98。正因为

1, 这样就能使链式反应维持下去,  $\nu$  值的大小也是一个极其关键的数值。在一般反应堆中, 次级中子的作用可归纳为以下几方面。为了链式反应的持续进行, 至少要有有一个次级中子再去轰击可裂变核素原子核并引起裂变; 有一部分次级中子由于运动而要泄漏出反应堆; 另有一部分被堆内其他材料吸收; 而最后有一部分可被堆内可转换核素 (例如  $^{238}\text{U}$ ) 吸收产生新的易裂变核素。所以设法提高  $\nu$  值, 并且设法减少泄漏及无用吸收, 就可能使在反应堆内消耗易裂变核素的同时, 生成新的易裂变核素, 从而实现易裂变核素的转换, 甚至可能造成易裂变核素的增殖。这就是快中子增殖堆的基本思想。

裂变时放出的次级中子的平均能量约为 2MeV。所以若是在用热中子轰击  $^{235}\text{U}$  引起裂变反应的热中子反应堆内, 为了链式反应的持续进行, 必须把裂变放出的次级中子的能量降低到热能附近。这要求在热中子反应堆堆芯内放置慢化剂 (如水、石墨等, 见反应堆慢化剂材料), 使高能次级中子与其原子核发生碰撞后, 降低中子的能量, 从而变成热中子 (见中子慢化)。

裂变反应放出的次级中子中的绝大部分 (99% 以上) 是在裂变的瞬间放出的。通常将这部分中子称为瞬发中子。另外还有一小部分 (不足 1%) 是由于裂变产物在衰变过程中放出来的。由于衰变过程本身有一定时间延迟, 所以这部分中子称为缓发中子。对  $^{235}\text{U}$  裂变, 缓发中子总数约占整个裂变次级中子总数的 0.6% 左右。它实际上是由好几种不同裂变产物的衰变过程所放出的。例如, 裂变碎片核  $^{87}\text{Br}$  是不稳定的, 它经由  $\beta$  衰变生成处于激发态的  $^{87}\text{Kr}$ 。 $^{87}\text{Kr}$  在生成的同时立即通过放出一个中子衰变成  $^{86}\text{Kr}$ 。通常把  $^{87}\text{Br}$  称作是缓发中子的先驱核。其  $\beta$  衰变的半衰期为 54.5s, 是这一部分缓发中子的缓发周期。这样也明显看出这部分中子的发射与裂变瞬间相比有一段时间延迟。现已测得各可裂变核的缓发中子先驱核大致分为六组。表 2 给出了  $^{235}\text{U}$  热中子裂变时缓发中子的六组数据。

表 2  $^{235}\text{U}$  热裂变时缓发中子

组	半衰期 $T_{1/2}$ (s)	能量 (keV)	产额 $\beta_i$	平均寿命 $t_i$ (s)
1	54.51	250	0.000247	78.64
2	21.84	560	0.001385	31.51
3	6.00	430	0.001222	8.66
4	2.23	620	0.002645	3.22
5	0.496	420	0.000832	0.716
6	0.179	430	0.000169	0.258

缓发中子在全部裂变中子中所占的份额用  $\beta$  表示, 称

之为缓发中子份额。对  $^{235}\text{U}$  的热裂变,  $\beta = \sum \beta_i = 0.0065$ 。缓发中子的平均能量要比瞬发中子的低。虽然缓发中子在裂变产生的次级中子总数中所占比例不大 (小于 1%), 但它对反应堆动态过程却有着极其重要的影响。也正由于有缓发中子的存在, 才使链式裂变反应成为可控的。

参考书目

Weinberg AM & Wigner B. The Physics Theory of Neutron Chain Reactor. Chicago: The University of Chicago Press, 1985

谢仲生主编, 核反应堆物理分析, 北京: 原子能出版社, 1985

(罗经宇)

liebian-jubian hunhedui

裂变-聚变混合堆 (fission-fusion hybrid reactor)

利用聚变堆芯部产生的大量高能中子在裂变物质中产生俘获、裂变等反应, 旨在生产易裂变燃料  $^{233}\text{U}$  或  $^{239}\text{Pu}$  并获取核能的装置。聚变与裂变共存于一个反应堆故名混合堆, 又称聚变增殖堆 (fusion breeder)。由聚变和裂变产生的核能在包层中沉积, 由载热剂带出, 经热电转换系统加以利用。

混合堆在 20 世纪 60 年代已开始研究, 由于受控聚变研究困难尚多, 混合堆研究被搁置起来。随着受控聚变研究的进展, 在 70 年代后期重新受到重视。80 年代由于核能发展的社会背景, 追求洁净的纯聚变堆已成为国际上的主流, 只有苏联仍对混合堆给予重视。在混合堆发展中曾设想用于生产能量、生产核燃料, 以及通过嬗变处理长寿命放射性物质等目的。研究逐步表明生产核燃料将是主要的用途。

对混合堆的需要主要基于如下估计: 一方面, 裂变堆需要有恒稳的发展以适应日益增长的能源需求, 和减少化石燃料大量燃烧带来的环境污染, 这将造成易裂变燃料的短缺; 另一方面, 聚变能的开发对解决长远能源问题具有重要意义, 发展混合堆作为中间过渡将有利于推进聚变堆的开发过程。

和快中子增殖堆相比较, 由于下述两个原因, 混合堆的易裂变燃料年产量要大得多: ①因每次聚变释放的能量小, 在相同热功率下, 聚变中子的产生率高; ②快中子增殖堆每次裂变平均产生的两个多中子, 要消耗一个来维持链式反应, 而混合堆无此需要, 因而有较大的增殖比。

依混合堆中裂变反应程度的不同, 混合堆有快裂变和抑制裂变两种型式。

快裂变型 充分利用聚变高能中子与可转换材料  $^{232}\text{Th}$  或  $^{238}\text{U}$  有大的裂变截面和裂变次级中子数以



增殖中子和能量。特点是裂变能量增益大,能减轻对堆芯聚变能量增益的要求。

抑制裂变型 中子的增殖不靠裂变而靠中子增殖材料铍或铅实现。增殖的易裂变燃料尽量不在混合堆中燃烧,而是提供给经济性良好的裂变堆。特点是裂变能量增益小,核燃料年产量高,能支持10个以上相同功率规模的裂变堆的核燃料补给,是生产核燃料较好的混合堆型。

(黄锦华)

liebianneng

**裂变能** (fission energy) 原子核裂变释放出的能量。不同裂变物质的裂变能及其释放形式略有不同。在热中子反应堆内,<sup>235</sup>U 每次核裂变所释放的裂变能大约为200MeV,其大致分配情况,见下表:

裂变能的大致分配情况

类 型		过 程	占总能量的百分数	大致的射程
裂 变	I 瞬发 能量	裂变碎片的动能	80.5	非常短 中等 长
		新生快中子的动能	2.5	
		裂变时释放的γ射线能量	2.5	
	II 缓发 能量	缓发中子的动能	0.02	中等 短 无法收回 长
		裂变产物的β衰变能	3.0	
		伴随β衰变的中微子	5.0	
		裂变产物的γ射线能量	3.0	
过剩中子引起的(n, γ)反应	III 瞬发和缓发能量	过剩中子引起的(n, γ)反应产物的β衰变能和γ衰变能	3.5	有短有长
总 计			~100%	

裂变碎片的射程非常短,在燃料芯块内大约为0.0127mm,所以可以认为这部分能量是在发生核裂变处就地释放出来的。在干净的和均匀装载的反应堆内,由裂变碎片动能转换成的热能的分布与燃料元件内中子通量密度的分布基本上相同。裂变产物的β射线射程也很短,在燃料芯块内小于0.254mm;此种能量的大部分也是在燃料元件中转换成热能的。核裂变时产生的新生中子在和慢化剂的头几次碰撞中就失去了其大部分的能量;这类中子的射程属中等,约几厘米到几十厘米。γ射线(包括瞬发γ射线及缓发γ射线)穿透力很强,其大部分能量被堆芯、反射层,热屏蔽层和生物屏蔽层吸收。中微子不被反应堆内任何材料吸收,它带走的能量散失在反应堆外。

裂变能在堆内的分布和反应堆使用的材料及布置

等情况有关。一般来说,在水堆内可以认为:在总的核裂变能中,大约有90%在燃料块内产生,大约4%在慢化剂内产生,大约5%被中微子带走,而剩下的大约1%在反应堆其他各种材料内产生。

参考书目

埃尔·韦基尔,核反应堆热工学,陈叔平 马驰  
李世坤译,北京:原子能出版社,1976 (El-Wakil M  
M. Nuclear Heat Transport, Pa. International Textbook  
Company, 1971)  
任功祖,动力反应堆热工水力分析,北京:原子能  
出版社,1982

(李金才)

linjie anquan

**临界安全** (criticality safety) 在实用中,一般定义为避免发生意外超临界事件的一种专门技术。这是核工业所特有的,因而又称为核临界安全。

核反应堆的运行依靠自持链式裂变反应,即反应堆必须维持临界状态。而在非反应堆的场合,例如在易裂变材料的生产、加工、处理、贮存和运输等过程中,则必须采取措施避免发生临界或超临界事件。

从世界上已发生过的几起临界事故来看,其猛烈程度虽不高,然而个别事故曾导致个别在场人员因受到过量的辐射照射而死亡,设备受到损坏,不能忽视。特别是在材料损失和放射性污染的清除等方面都会造成相当大的经济损失,所以临界安全问题一直受到核工业国家的高度重视。

核临界安全技术现在已相当成熟。有大量的实验数据可供应用,已培养出了一批经验丰富的专业技术人员,国内外都已颁布了一批专业标准可作为工作的依据。当然,具体地分析某项操作中可能出现的各种常规意外事件以及虽然异常却又可信的意外事件,然后选定合适的安全系数,则仍是临界安全技术人员的任务。

搞好临界安全的基本原则,与一般工业安全并无实质性的差别。如要有明确的安全责任制,要有完善的规章制度,有关人员要接受专门的培训,要有必要的监测和控制手段,并要有专职的临界安全人员负责技术指导等。

在技术措施方面,就是要控制好影响临界性的各种因素。常用的技术措施有双意外原则、几何控制、用中子吸收剂控制以及按次临界限额进行控制等。在许多情况下,只要控制工艺过程的一个参数就能防止达到临界状态,这样的次临界限额称为单参数限额。均匀水溶液系统和金属单体被相当于无限厚的水层反射时的单参数限额见表(引自ANSI N16.1—1975)。

均匀水溶液和金属单体被水层反射时的单参数限额

参 数	次临界限额		
	<sup>235</sup> U	<sup>233</sup> U	<sup>239</sup> Pu*
均匀水溶液系统			
易裂变核素质量(kg)	0.76	0.55	0.51
溶液圆柱直径(cm)	13.9	11.5	15.7
溶液平板厚度(cm)	4.6	3.0	5.8
溶液容积(l)	5.8	3.5	7.7
易裂变核素浓度(g/l)	11.5	10.8	7.0
易裂变核素面密度(g/cm <sup>2</sup> )	0.40	0.35	0.25
金属单体			
易裂变核素质量(kg)	20.1	6.7	4.9
圆柱直径(cm)	7.3	4.6	4.4
平板厚度(cm)	1.3	0.54	0.65
铀的富集度(%，质量)	5.0		

\* 对于均匀水溶液，铀钚原子比 N/Pu≥4。

参考书目

托马斯等编著. 核临界安全指南, 李嘉梁、吴德强译. 北京: 原子能出版社, 1987(Thomas JT et al. Nuclear Safety Guide. TID-7016 Rev. 2. USDOE Report NUREG/CR-0095, 1978)

American National Standard. Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials Outside Reactors. ANSI. N16.1-1975/ANS-8.1

(李嘉梁)

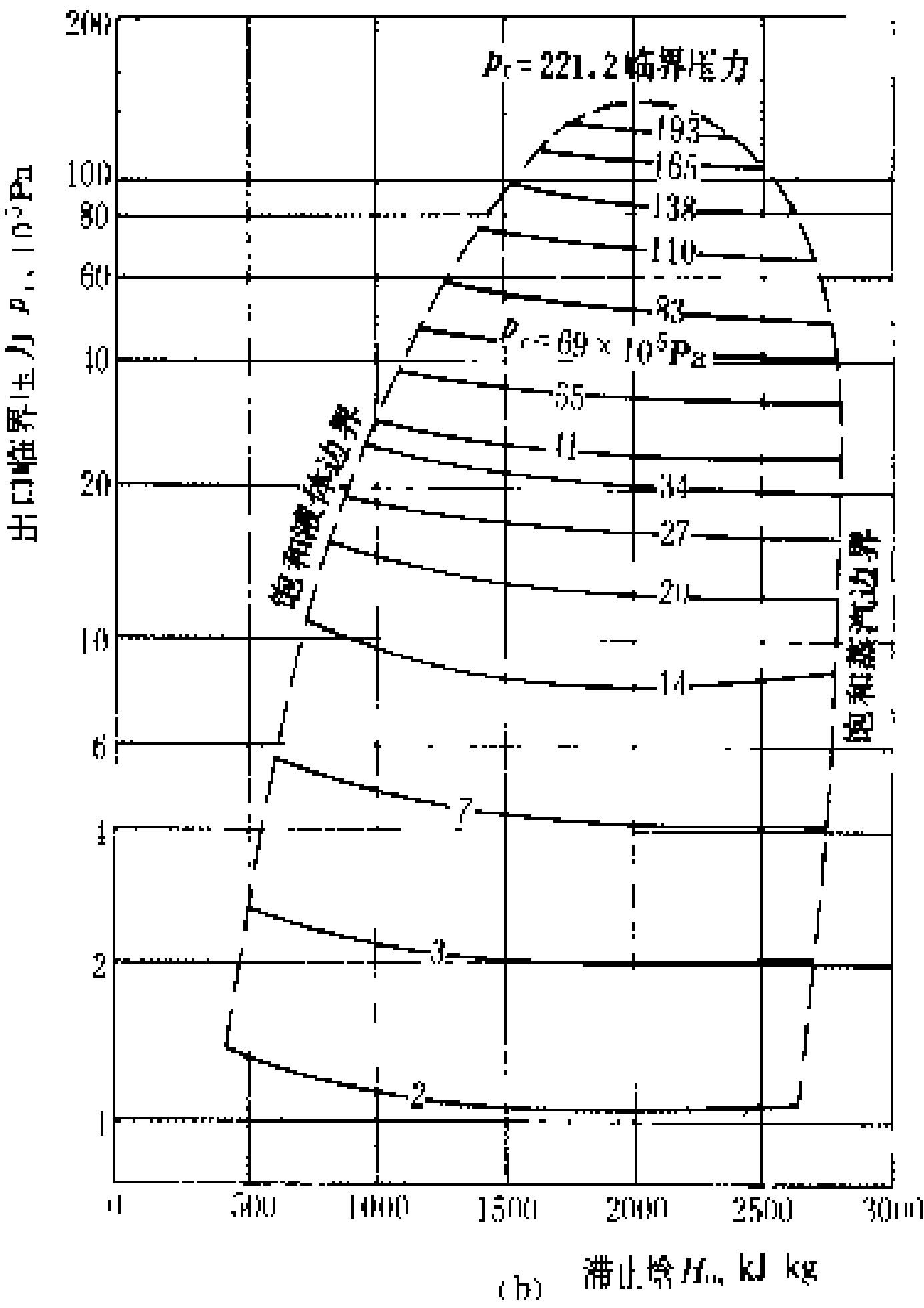
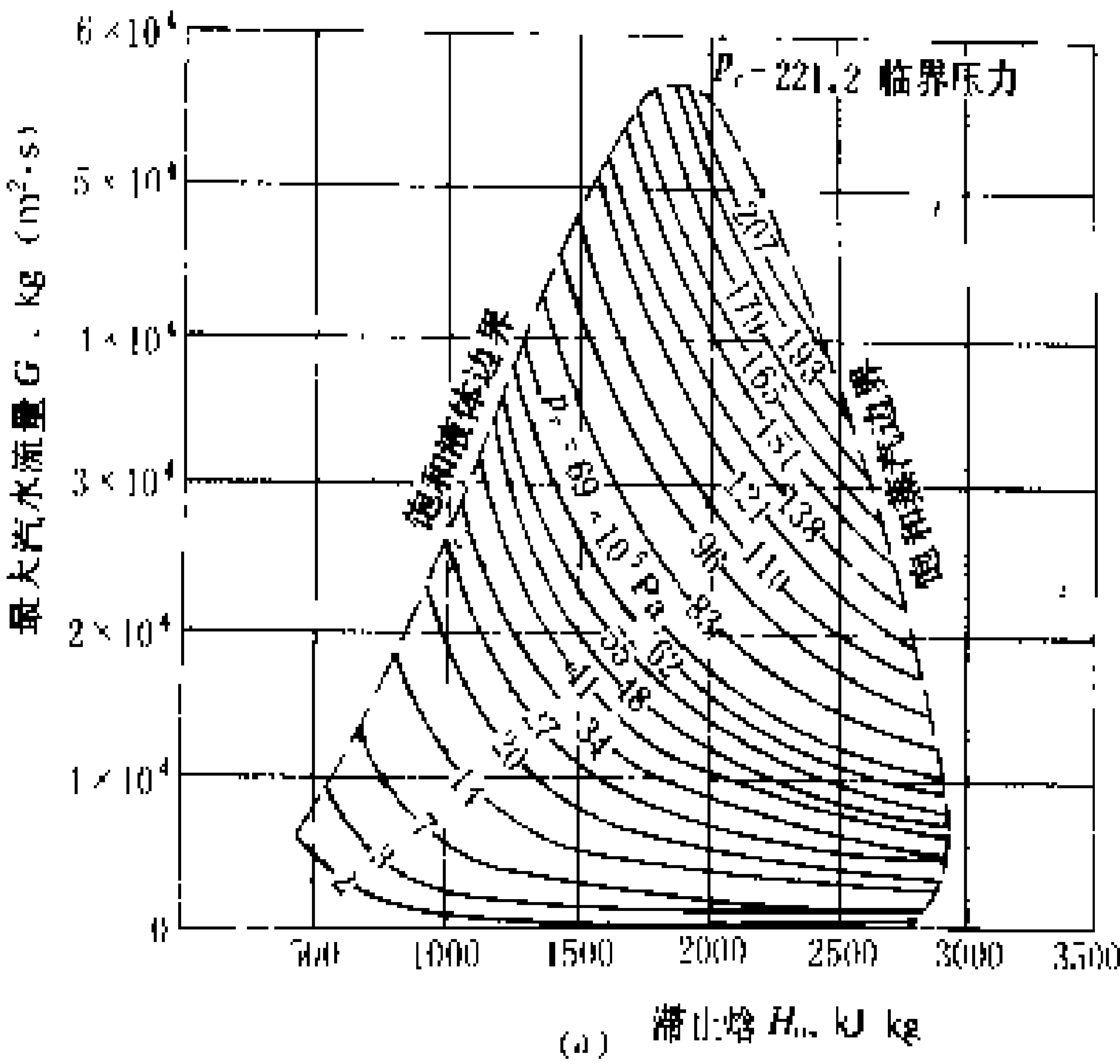
linjiehu

**临界流** (critical flow) 流速达到声速时的流体流动。临界流也称壅塞流或声速度。达到临界流的一个重要标志是管口处的流速不再随下游压力的降低而增加。达到临界流的流体状态点称临界点，该点的压力称临界压力，对应的流速和流量分别称临界流速和临界流量。临界流速等于该状态下压力波的传播速度。在反应堆管道破口处出现临界流时，由于压力波传播的方向与流体流动的方向相反，下游的压力波就不可能传到上游去了。临界流量决定了反应堆冷却剂系统破口事故的危险程度。

**单相临界流** 由质量和动量守恒方程导出的单相流的声速表达式为： $a^2 = -v^2 (dv/dp)_s$ ，临界质量流密度为  $G_c^2 = a^2 \rho^2 = -(dp/dv)_s$ 。式中  $v$  为比容； $\rho$  为密度； $p$  为压力。下标  $s$  表示导数是按等熵计算的。临界流速与流体的可压缩性成反比，因而液体的临界流速比气体大得多。对于理想气体，利用状态方程导出的临界流

速为  $a = \sqrt{\frac{2k}{k+1} \rho_0 v_0}$ ，临界质量流密度为  $G_c = \sqrt{\frac{2k}{k+1} \left( \frac{2}{k+1} \right)^{\frac{2}{k-1}} \frac{p_0}{v_0}}$ 。式中  $p_0$  和  $v_0$  分别为流体滞止状态下的压力和比容， $k=c_p/c_v$ 。对于空气， $k=1.4$ ；对于过热蒸汽， $k=1.3$ ；对于饱和蒸汽， $k=1.135$ 。

**两相临界流** 在两相流系统喷放时，由于一部分液体在流动降压过程中汽化，其含汽量和流型不断发生变化，所以，其情况比较复杂。



临界流数学模型

- (a)穆迪模型计算出的汽-水混合物的临界质量流速；
- (b)最大汽-水混合物流量下的出口临界压力和滞止性质

两相临界流模型分热力学平衡态和非平衡态两种。流体从长管道流出时，流体在流到管口前经历的时

间较长,两相之间接近热力平衡态。按这种设想导出的临界流数学模型有穆迪模型和福斯克模型等。图(a)和图(b)是穆迪模型的计算结果。它们分别表示临界质量流密度和出口临界压力比与上游滞止焓之间的关系。

两相流体从管长与管径直径之比  $L/D < 12$  的短管道和孔板、管嘴等管件出流时,处于热力非平衡态。这时  $G_0 = C \sqrt{2\rho(p_0 - p_{sat})}$ , 式中  $C$  是经验常数,其数值范围在 0.61~0.64 之间。 $p_0$  是上游滞止压力, $p_{sat}$  是饱和压力。

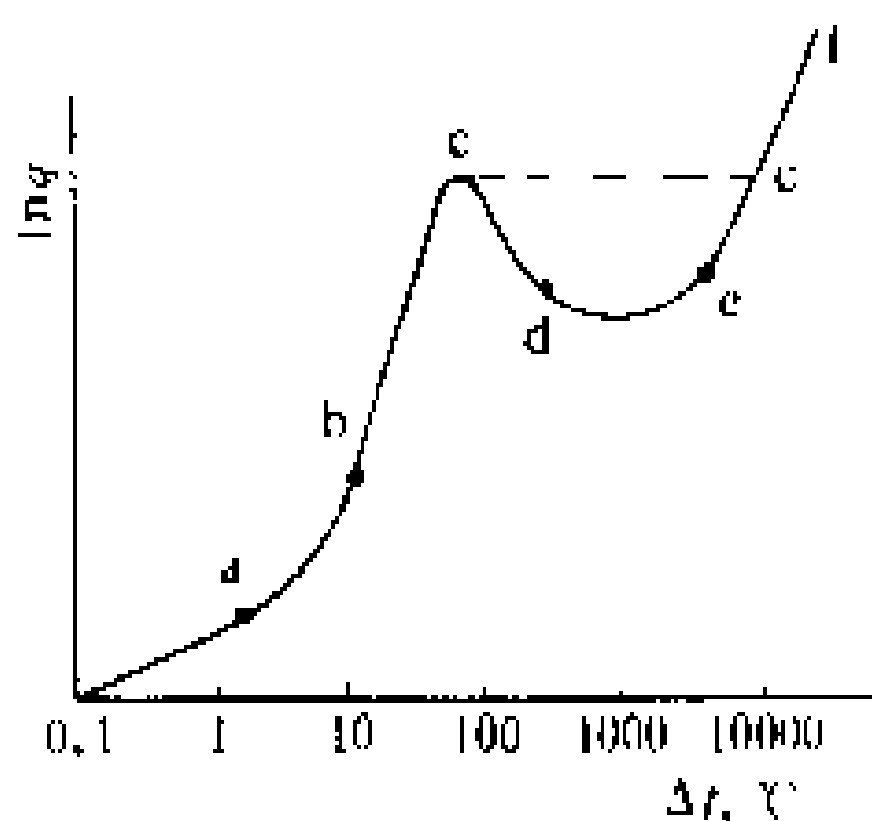
(朱瑞安)

linjie reliu midu

**临界热流密度** (critical heat flux) 由泡核沸腾转变为膜态沸腾时的单位表面积、单位时间内所传出的热量。它是反应堆热工设计中的一个限制量,即不允许热流密度达到或过分接近临界热流密度,以防止发生燃料元件的过热或烧毁。

图中给出沸腾工

况下的热流与温压的关系。由图可见,在 a—b 段,随着热流密度的增加,壁温逐渐升高。此时,有更多的汽泡生成。但热流密度增至 c 点后,如果继续增加热流密度,



则由于汽泡密度太大,以致联成汽膜。这种汽膜将加热面与冷却剂隔开,从而使传热能力急剧下降,壁温将由 c 点急剧上升到 c' 点。c 点的热流密度(亦即 c' 点的热流密度)即定义为临界热流密度。达到临界热流密度时出现的壁温急剧升高,可能造成释热元件表面过热,甚至烧毁。所以临界热流密度有时也被称作烧毁热流密度。由于在此热流密度下开始偏离泡核沸腾而向膜态沸腾过渡,故又叫偏离泡核沸腾热流密度。

临界热流密度与实际(或设计的)热流密度之比称为偏离泡核沸腾比(DNBR)。设计上应保证偏离泡核沸腾比大于 1。

影响临界热流密度的主要因素有冷却剂流速、压力和含汽量等。通常液流中含汽量愈大、流速愈低、则临界热流密度愈小。而压力的影响则不是单调的,低压

下,临界热流密度随压力的增加而增大;高压下,则随压力的增加而减小。

实验的临界热流密度数据一般概括成经验公式的形式,其中的临界热流密度表示为各种自变量(有时还有一些因变量)的函数。这些公式都只在严格规定的各自变量范围内是最佳的,不推荐外推到这个范围之外。例如下述的 W-3 公式,临界热流密度  $q_{cr}$  表示为

$$q_{cr} = 3.154 \times 10^6 [(2.022 - 6.238 \times 10^{-8} p) + (0.1722 - 1.43 \times 10^{-8} p) \exp(18.177 - 5.987 \times 10^{-7} p) x_e] [(0.1484 - 1.596 x_e + 0.1729 x_e + x_e^2) \times \frac{0.2049 G}{10^6} + 1.037] \times (1.157 - 0.869 x_e) [0.2664 + 0.8357 \exp(-124 D_e)] [0.8258 + 0.341 \times 10^{-8} \Delta H_e] F (\text{W/m}^2)$$

式中  $p$  为冷却剂工作压力, Pa;  $G$  为冷却剂质量流速,  $\text{kg}/(\text{h} \cdot \text{m}^2)$ ;  $D_e$  为当量直径, m;  $x_e$  为计算点处的含汽量;  $\Delta H_e = H_e - H_m$  为冷却剂在进口处的欠热焓差,  $H_e$  为工作压力下冷却剂的饱和焓, J/kg,  $H_m$  为冷却剂在进口处的焓, J/kg;  $F$  为格架修正因子。公式的适用范围为:  $p = (6.89 \sim 15.86) \times 10^6 \text{ Pa}$ ;  $G = (4.88 \sim 24.41) \times 10^6 \text{ kg}/(\text{h} \cdot \text{m}^2)$ ;  $D_e = (5.08 \sim 17.78) \times 10^{-3} \text{ m}$ ;  $x_e \leq 0.15$ ;  $H_m \geq 930.4 \times 10^3 \text{ J/kg}$ 。

参考书目

Петухов ВС и др. Теплообмен в ядерных энергетических установках. Москва: Энергиздат, 1986

Tong LS etc. Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors. Second Edition. ANS, 1979

(马昌文)

linjie zhiliang

**临界质量** (critical mass) 见反应堆临界。

liudong yajiang

**流动压降** (flow pressure drop) 流体流动过程中,流道内两个流通截面间流体静压的变化。它包括沿程摩擦压降(简称摩擦压降)  $\Delta p_f$ 、重力压降  $\Delta p_g$ 、加速压降  $\Delta p_a$  和局部形阻压降  $\Delta p_e$ , 即流动压降  $\Delta p = \Delta p_f + \Delta p_g + \Delta p_a + \Delta p_e$ 。

摩擦压降 沿通道流动的流体与壁面摩擦引起的压力损失。摩擦压降通常采用下述公式计算:  $\Delta p_f = f L \rho v^2 / (2 d_e) = f L G^2 / (2 d_e \rho)$ , 式中  $L$  和  $d_e$  分别为通道的长度和当量直径, m;  $\rho$ 、 $v$  和  $G$  分别为流体的密度 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )、流速 (m/s) 和质量流速 ( $\text{kg}/(\text{m}^2 \cdot \text{s})$ );  $\Delta p_f$  的单位为 Pa。  $f$  为摩擦系数,它与流体的流动性质(层流或湍流)、流动状态、受热情况(等温或非等温)、通道

的几何形状、表面粗糙度等因素有关。表中给出了各种不同情况的摩擦系数计算公式。

管道摩擦系数与  $Re$  及相对粗糙度  $\frac{k}{d_e}$  的关系表

流动性质	摩擦区	条件	判别式	摩擦系数 $f$ 计算公式
层流	层流摩擦区	$Re < 2300$	$\frac{k}{d_e} = \text{任意值}$	$f = 64/Re$
湍流	光滑摩擦区	$Re = 3000 - 10^5$	$Re \frac{k}{d_e} < 10$	$f = 0.3164/Re^{0.25}$
	阻力平方区	$Re < 10^8$	$Re \frac{k}{d_e} > 500$	$f = [1.74 + 2 \lg(d_e/2k)]^{-2}$

表中  $k$  是管道表面的绝对粗糙度,对于新拉制的铜、铝、塑料和玻璃管,  $k = 0.0015 \sim 0.01\text{mm}$ ; 对于冷拔、热拉和轧制的新无缝钢管,  $k = 0.05 \sim 0.10\text{mm}$ ; 对于新的涂沥青或不涂沥青的铸铁管,  $k = 0.10 \sim 0.25\text{mm}$ ; 对于新的抹光的混凝土管,  $k < 0.15\text{mm}$ 。

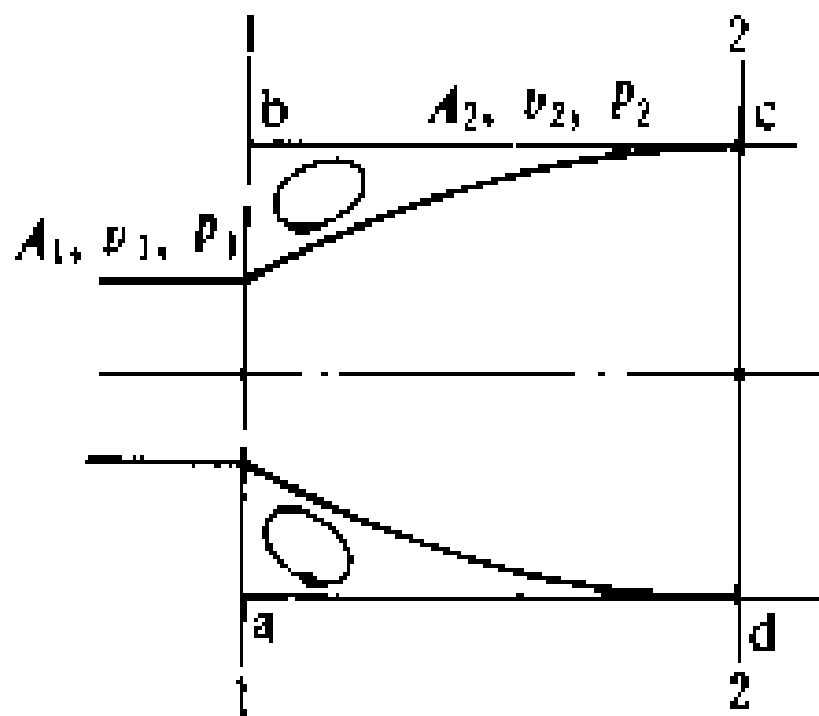
对于非等温湍流情况,按表求得的等温摩擦系数  $f$  还应乘以一个修正因子,如  $(\mu_w/\mu_t)$ 。上述因子适用于  $10 \sim 14\text{MPa}$  的水,其中  $\mu_w$ 、 $\mu_t$  分别为按壁温取值的水粘度和按主流平均温度取值的水粘度。

对于两相流,摩擦压降等于单相流摩擦压降乘以两相摩擦压降倍率  $\phi_0$ 。对于不同的模型(如均匀流模型或分离流模型)有不同的  $\phi_0$  计算关系式。按均匀流平衡态模型给出的关系式,  $\phi_0 = \left[1 + \bar{x}_e \left(\frac{\rho_l - \rho_g}{\rho_g}\right)\right] \left[1 + \bar{x}_e \left(\frac{\mu_l - \mu_g}{\mu_g}\right)\right]^{-0.25}$ , 式中  $\rho_l$ 、 $\rho_g$ 、 $\mu_l$  及  $\mu_g$  分别为液相和汽相的密度和粘度,  $\bar{x}_e$  为管道内平衡态质量含汽率的平均值。

重力压降 亦称提升压降,是通道不同高度处流体位能不同引起的静压变化。其计算公式为  $\Delta p_G = \bar{\rho}g(Z_2 - Z_1)$ , 式中  $Z_1$ 、 $Z_2$  分别为截面 1 和 2 位置的垂直标高,  $m$ ;  $\bar{\rho}$  为流体密度沿通道平均值,  $\text{kg/m}^3$ 。如果流体流动为两相流,则流体密度应取两相流体平均密度  $\bar{\rho}_v$ 。对该量,常用公式  $\bar{\rho}_v = \bar{\alpha}\rho_g + (1 - \bar{\alpha})\rho_l$  来计算,式中  $\rho_l$  和  $\rho_g$  为饱和水和汽的密度,  $\bar{\alpha}$  为流体空泡份额沿通道的平均值。

加速压降 由于流体的密度或速度变化而产生的压降。其表达式为  $\Delta p_a = \int_{v_1}^{v_2} \rho v dv$ 。在流通截面发生变化的局部区域,可认为密度近似不变,只有速度发生变化。此时产生的压降称为局部和加速压降  $\Delta p_{a,c}$ 。由前式可得  $\Delta p_{a,c} = \rho \int_{v_1}^{v_2} v dv = \rho (v_2^2 - v_1^2) / 2$ 。在流道截面不变的情况下,沿流道质量流速保持不变,在这种情况下得到的加速压降为  $\Delta p_{a,b} = G \int_{v_1}^{v_2} dv = G (v_2 - v_1) = G^2 \left(\frac{1}{\rho_2} - \frac{1}{\rho_1}\right)$ 。当两相流体流动时,  $\rho_1$ 、 $\rho_2$  可由两相流体密度公式求出。当单相液体流动时,由于密度的变化不大,因此,经常可以忽略纯液相流动区的沿程加速压降。

形阻压降 系统内局部区域的流体运动方向发生变化或流道形状改变引起的压降。例如流体通过阀门、弯头和格架等部件时的压降。其计算公式为  $\Delta p_c = K_c \rho v^2 / 2$ , 式中  $K_c$  为局



流通截面的突然扩大

部形阻系数,由实验测定,可在有关的阻力手册等工具书中查到。但必须指出,  $K_c$  是对应于各有关局部位置的某一速度  $v$  而言的。因此在选用  $K_c$  时,应注意它与速度  $v$  间的关系,如对于求流道截面突扩或突缩处的压降情况,流速一般取小截面处的数值,但此时按前式算得的局部形阻压降  $\Delta p_c$  不等于总局部压降  $\Sigma \Delta p_c$ ,还应计入局部加速压降  $\Delta p_{a,c}$ 。下面,以流通截面突扩情况为例(见图)说明之:  $\Sigma \Delta p_c = \Delta p_c + \Delta p_{a,c} = K_c \frac{\rho v^2}{2} + \frac{\rho}{2} (v_2^2 - v_1^2) = \left(1 - \frac{A_1}{A_2}\right)^2 \frac{\rho v_1^2}{2} + \left[\left(\frac{v_2^2}{v_1^2}\right) - 1\right] \frac{\rho v_1^2}{2} + 2 \frac{A_1}{A_2} \left(\frac{A_1}{A_2} - 1\right) \frac{\rho v_1^2}{2}$ 。从上式可看出,总局部阻力系数  $2 \frac{A_1}{A_2} \left(\frac{A_1}{A_2} - 1\right)$  与局部形阻系数  $\left(1 - \frac{A_1}{A_2}\right)^2$  是不相等的,两者不但数值不等;而且符号也相反,前者为负,后者为正;使用时应区分开来。

(赵兆颐)



Meiguo Hexuehui

**美国核学会** (American Nuclear Society, ANS) 成立于1954年12月11日,是美国的一个非营利性的、面向全世界的科学和教育组织。总部设在美国伊利诺斯州的拉格兰奇 (555 North Kensington Avenue, La Grange Park, Illinois, 60525 USA)。其宗旨是:促进与核工业有关的科学技术的发展;促进各学科之间的结合,形成核科学技术;鼓励科学研究,建立奖励制度;通过出版物和期刊提供信息;与政府部门、科研教育机构和具有相同宗旨的其他组织合作;召开有关的科学技术会议。

学会设主席、副主席、司库、司库助理、执行主任各一人。由主席领导的执行委员会和理事会,分别由约10人和30人组成。共有个人会员15000余人,其中1200余人在国外;团体会员有166家公司,其中有39家外国公司(包括中国台湾省的几家公司)。在美国各地设立53个分部,在国外设立了10个分部(包括在中国台湾省的一个分部),在54所大学设立了学生分部。

设有包括标准委员会在内的20个面向国内的委员会。标准委员会在美国国家标准学会的指导下,从事核标准的制定工作。该委员会成员达千余人,现已制定出100多个标准。另外,还设有5个专门委员会,涉及公众教育计划、核废物和运输、反应堆风险研究以及社会技术问题等方面。

美国核学会设有17个专业处,它们是生物学和医学处、教育培训处、环境科学处、燃料循环和废物管理处、聚变能处、人的因素处、同位素和辐射处、材料科学和工艺学处、数学和计算处、核临界安全处、核反应堆安全处、动力处、辐射防护和屏蔽处、反应堆运行处、反应堆物理处、遥控系统工艺学处和热工水力处。

出版工作是学会活动的一个重要组成部分。除出版书籍和会议录外,还定期发行多种期刊,主要有 Nuclear News, Nuclear Science and Engineering, Nuclear Technology, Fusion Technology, ANS Transactions。

(姜 赓)

misan ranliao

**弥散燃料** (dispersion fuel) 将燃料颗粒均匀弥散在非裂变基体材料中构成的一种混合燃料。燃料颗粒称弥散相,其尺寸很小以保证基体的连续性,基体又称连续相。弥散相为陶瓷燃料,连续相为金属的弥散体叫做金属陶瓷燃料,弥散相为包覆颗粒燃料,连续相为石墨的弥散体习惯上称为包覆颗粒燃料。

弥散燃料是为提高燃料元件的传热效率和加深燃耗而设计的。它兼有陶瓷燃料和金属燃料的优点。其设计原则是:燃料颗粒的尺寸要大于裂变产物的射程,使裂变产物引起的损伤局限于燃料内,燃料元件可以达到更高的燃耗。裂变产物在铀中的射程约 $7\mu\text{m}$ ,在铝中约 $14\mu\text{m}$ ,弥散相大小选取 $100\sim 600\mu\text{m}$ ;弥散燃料的性质基本上与基体材料的相同,只要选用合适的连续相,就可以使燃料元件具有较好的导热性能和较高的强度与塑性,并耐辐照和腐蚀。常用的燃料颗粒有 $\text{UAl}_4$ 、 $\text{U}_3\text{Si}_2$ 、 $\text{UO}_2$ 及 $\text{UC}_2$ ;基体材料有铝、不锈钢及石墨。

弥散燃料根据弥散相和连续相的类别和燃料结构可分为三类:金属与金属,如 $\text{UAl}_4\text{-Al}$ ,是中国高通量反应堆的燃料;陶瓷与金属,如 $\text{UO}_2\text{-不锈钢}$ ,是重水动力堆(HFIR)的燃料,(U, Th) $\text{C}_2\text{W}$ 也是一种有希望的反应堆燃料;陶瓷与陶瓷,如(U, Th) $\text{O}_2$ [或(U, Th) $\text{C}_2$ ]-石墨或碳化硅,是高温气冷堆的燃料。

弥散燃料的制造方法随不同类别而异。对第一类弥散体,可用常规冶金方法,并使用适当的热处理制得。如含铝55%~87%(重量)的铀铝合金,在冷却到1003K时由包晶反应先形成部分 $\text{UAl}_4$ ,再在稍低于共晶温度913K下长时间加热,可得到稳定的 $\text{UAl}_4$ 在铝基体的弥散体;对陶瓷-不锈钢等金属陶瓷,可用粉末冶金法制造;包覆颗粒燃料由涂上热解碳和SiC的微球(见高温气冷堆燃料元件制造)均匀分散在石墨粉中,压制成燃料球,再在1073~1173K下使粘结剂碳化,最后在2073K左右热处理制得。

(李文斌)

mumeiqi dianzhan

**木煤气电站** (biomass gas generating station) 利用生物质经热解氧化还原反应产生以一氧化碳为主的可燃混合气,作为内燃机燃料驱动发电机转换成电能的发电系统。该系统大体可分成煤气发生炉(气化炉)及滤清冷却装置、煤气发动机、发电机和配电控制系统三大部分(图1)。

木煤气系指可燃烧的生物质(如木材、树枝、锯屑、

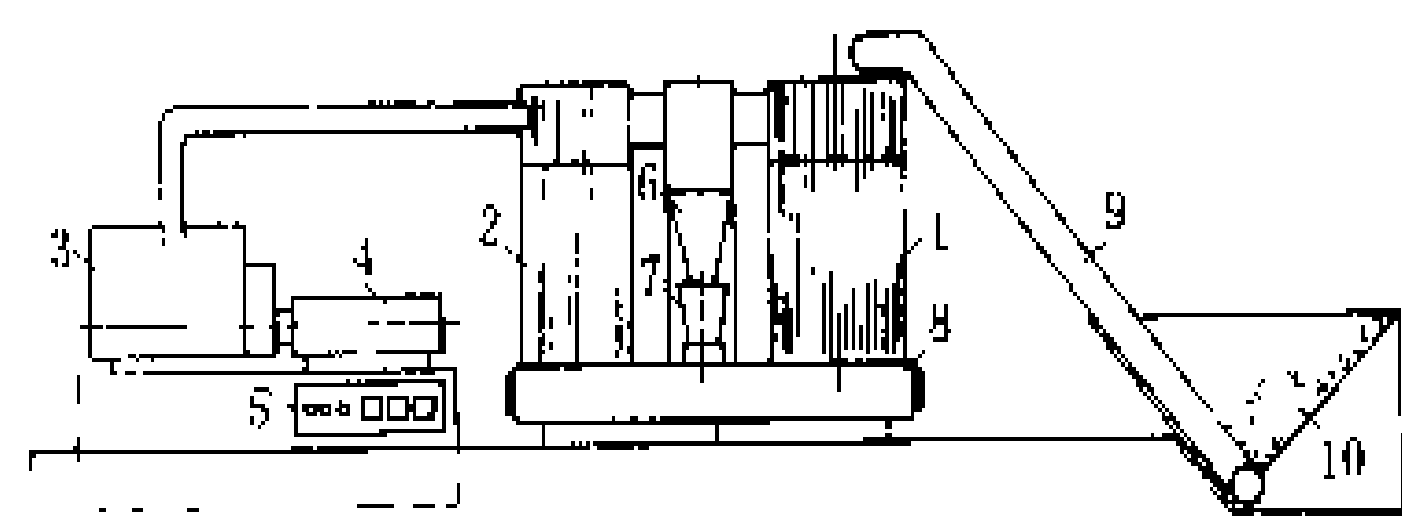


图1 木煤气电站系统图

1—煤气发生炉；2—煤气冷却和滤清装置；3—煤气发动机；4—发电机；5—配电盘；6—离心滤清器；7—灰分收集器；8—底座；9—燃料输送器；10—燃料

秸秆、谷壳、果壳等)利用空气在高温条件下经过干燥、干馏热解、氧化还原的热化学反应所产生的可燃混合气。这一过程称气化。其可燃混合气中主要可燃成分有 $\text{CO}$ 、 $\text{H}_2$ 、 $\text{CH}_4$ 、 $\text{C}_m\text{H}_n$ ；不可燃气体主要有 $\text{CO}_2$ 、 $\text{O}_2$ 、 $\text{N}_2$ 和少量水蒸气等。另外，还有大量的煤焦油，它是由生物质热解释放出的多种碳氢化合物混合组成。由于生物质原料种类不同，气化后产生的可燃混合气成分含量有所差异。生物质气化产生的可燃混合气成分与矿物煤气化产生的可燃混合气成分大致相同，只是利用的燃料不同。为了区别，将利用生物质燃料产生的煤气称木煤气。利用煤和生物质固体燃料气化后产生煤气的装置叫煤气发生炉，又称气化炉。

**发展简史** 以煤炭和生物质为燃料制取煤气的历史有100多年，最早始于1800年。早期用于固定动力。大量应用是在二次世界大战前后。欧洲一些国家石油资源短缺，为了解决能源及物资运输的燃料，利用本国森林资源，尤其是北欧瑞典、丹麦、芬兰等国，大量发展生物质煤气汽车，由原来数千辆骤增至数万辆，以后又逐渐应用于发电。20世纪70年代，由于石油能源危机，一些国家为了减少对石油能源的依赖，先后开展了生物质能气化利用的研究，仅美国研究生产生物质气化装置的机构就有20多家。不少公司推出实用新产品，用于农场谷物烘干，有的用于加热和发电。东南亚一些发展中国家，如菲律宾、泰国、斯里兰卡，为充分利用当地农林资源，也开展了生物质气化的研制工作。

**木煤气的制取** 通常在常压条件下将生物质燃料供给空气经氧化还原一系列化学反应生成可燃混合气。由于空气中含有大量的氮气，使混合气中可燃成分所占比例较低，其热值较低，一般为 $4000\sim 5800\text{kJ}/\text{m}^3$  ( $900\sim 1400\text{kcal}/\text{m}^3$ )，如供给氧化反应的空气改成纯氧，则可大大提高可燃气的热值。

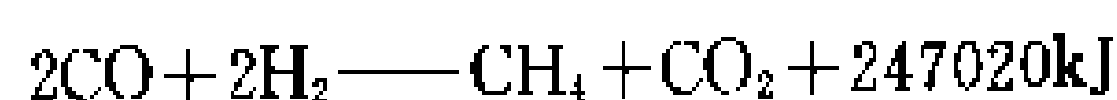
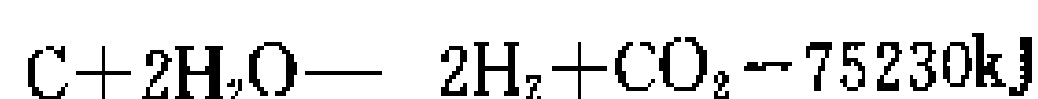
通常气化炉由钢板做成圆桶形，炉膛用耐火泥搪衬，防止烧损。炉内装有炉栅，设有风道、风嘴，炉外上下分别设有加料口和除灰口(如图2、图3)。燃料从上炉口加入炉内，由炉栅托住，加一定量燃料后点燃，通过进气口向炉内鼓风，即开始一系列热化学反应形

成煤气，大体可分成氧化层、还原层、热解层和干燥层四个区域。

**氧化层(燃烧层)** 由鼓风机从进气口通入空气，燃料中的碳与空气中氧进行化合，生成大量的二氧化碳，部分区域因空气不足形成少量的一氧化碳，在反应的同时，释放出大量的热量，温度可达 $1000\sim 1300^\circ\text{C}$ ，甚至更高。



**还原层** 随着气运动，大量的 $\text{CO}_2$ 遇到更多炽热的碳，被还原成一氧化碳；部分水蒸气被分解成氢和氧，并吸收大量的热量，与碳化合形成多种产物，原来形成的少量 $\text{CO}$ 也参加反应：



通常可燃成分含量大约 $\text{CO}-22\%$ ， $\text{H}_2-10\%$ ， $\text{CH}_4-3\%$ ， $\text{C}_m\text{H}_n-1\%$ 。在这一系列热化学反应中，有些是可逆反应，反应方向随时都在变化，与此同时并伴有放热和吸热。

氧化还原过程是生成煤气的主要过程，这两个过程进行的完善程度、质量好坏，决定着气化后的煤气数量和质量。

在反应过程中希望获得较多的可燃成分，即 $\text{CO}$ 、 $\text{H}_2$ 、 $\text{CH}_4$ 、 $\text{C}_m\text{H}_n$ 含量较多的煤气，这就需要从气化炉体结构、参数匹配、反应温度及条件考虑，使之尽量满足可燃成分形成的因素，以保证获得最大限度的气化效率。

**热解层(干馏层)** 生物质燃料中大量有机、无机挥发物质在 $500^\circ\text{C}$ 左右的热气流冲刷下，被干馏热解出来，其中有大量可燃物质，其露点各不相同，当冷凝后形成胶状焦油，另一部分被干馏后形成焦炭和半焦炭。

**干燥层** 燃料在炉内被热气流干燥，蒸发燃料中的水分，通常温度为 $200^\circ\text{C}$ ，为热解预先做好准备。将气化过程分为上述的四个区域(或层次)，只是为了便于说明和分析，在实际中层与层之间不会这样规则清楚。

**生物质气化装置** 可分为流态床、移动床、固定床三类。

**流态床** 在燃烧室床面上放有传热介质，常用细砂加热至上千度，当研碎的细碎生物质燃料喷入燃烧室后，炙热的细砂与粉末燃料沸腾混合，很快加热燃

烧，产生煤气，通过管道引出。

**移动床** 将燃料置于燃烧室中可移动床面上，连续送入，连续不断地燃烧。

这两种气化方式的特点是，燃料燃烧充分，热效率高，但装置结构复杂，可燃气体中含灰分杂质较多。

**固定床** 历史最久的气化装置，由于方法结构简单，投资少，应用也最广泛。按气体在炉内的流动方向固定床气化炉又可分为上吸式、下吸式、平吸式三种。在实际应用中以上吸式、下吸式两种最多，平吸式很少。

上吸式气化炉是燃料从炉上方加入。空气从炉栅下方通入，在运行过程中燃料不断被氧化、还原形成煤气和干馏产物以及被干燥释出的水分，由煤气收集器或上方煤气管引出（图2）。上吸式气化炉形成煤气与热气流流动方向一致，引出煤气阻力较小，煤气中混

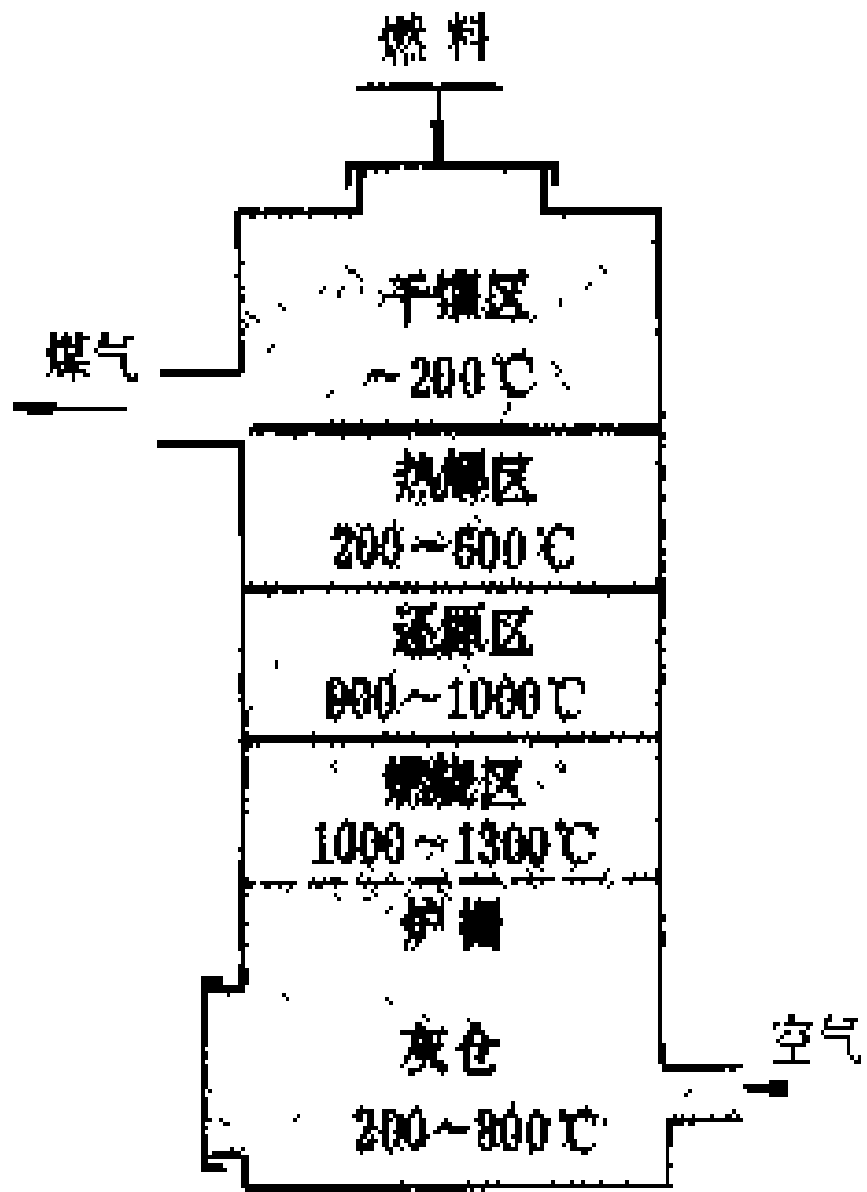


图2 上吸式气化炉示意图

有较多的干馏挥发物质和水蒸气。热的转换效率较高。但对含水分和焦油物质过多的燃料不宜采用。

下吸式气化炉是将燃料从上炉口加入，空气从炉体中下部某一位置沿圆周方向通过风嘴供入炉内。炉膛风嘴附近有大量的空气，燃料点燃后，急剧氧化，体积不断缩小，新的燃料不断下移，使之连续不断。充分被氧化的燃料降至炉栅顶上的碳层被不断还原成煤气，大量的焦油、水蒸气被炽热的炭分解，部分可形成可燃成分气体。煤气、焦油蒸汽和水蒸气等，从炉栅下部经管路收集引出炉外。下吸式气化炉有效层高度（指氧化层、还原层）不变，工作稳定性好，水和干馏产物全通过氧化层高温区，容易被分解后参加反应形成可燃气体。由于所有气体均通过炉栅，使得煤气中混有较多的灰分和杂质，煤气温度也比较高，使用前必须注意滤清。如应用于内燃机动力方面，还应很好地冷却（图3）。

### 木煤气的滤清

木煤气从气化炉引出后，含有大量的灰分杂质，煤焦油和水蒸气的温度往往也高达100~300℃，在内燃机中应用之前必须注意很好的滤清和冷却。内燃机中气门、活塞、活塞环等运动零件，配合间隙要求很高，焦油和灰尘很容易引起这些运动零件的粘连和磨损，高温气体和水蒸气影响内

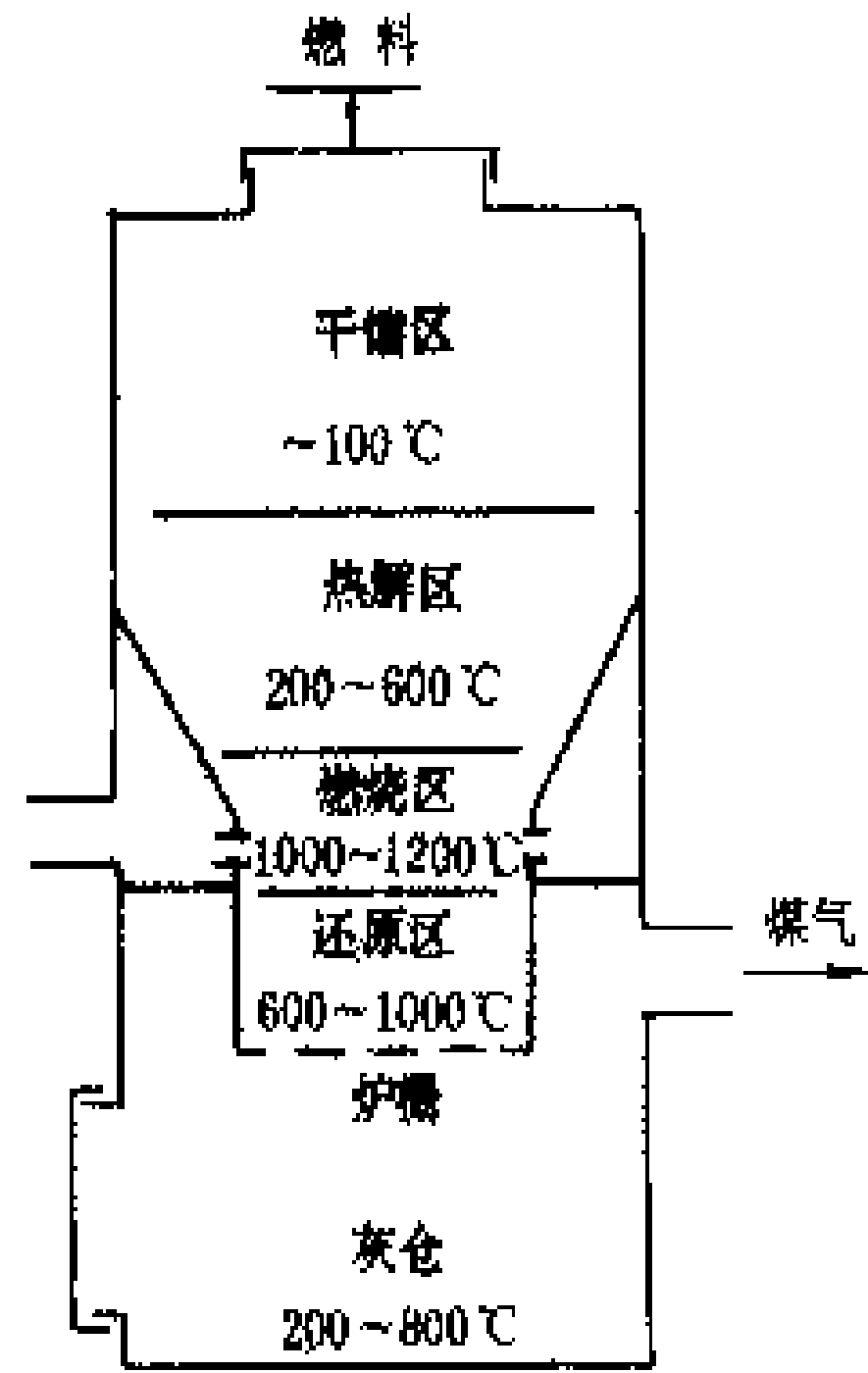


图3 下吸式气化炉示意图

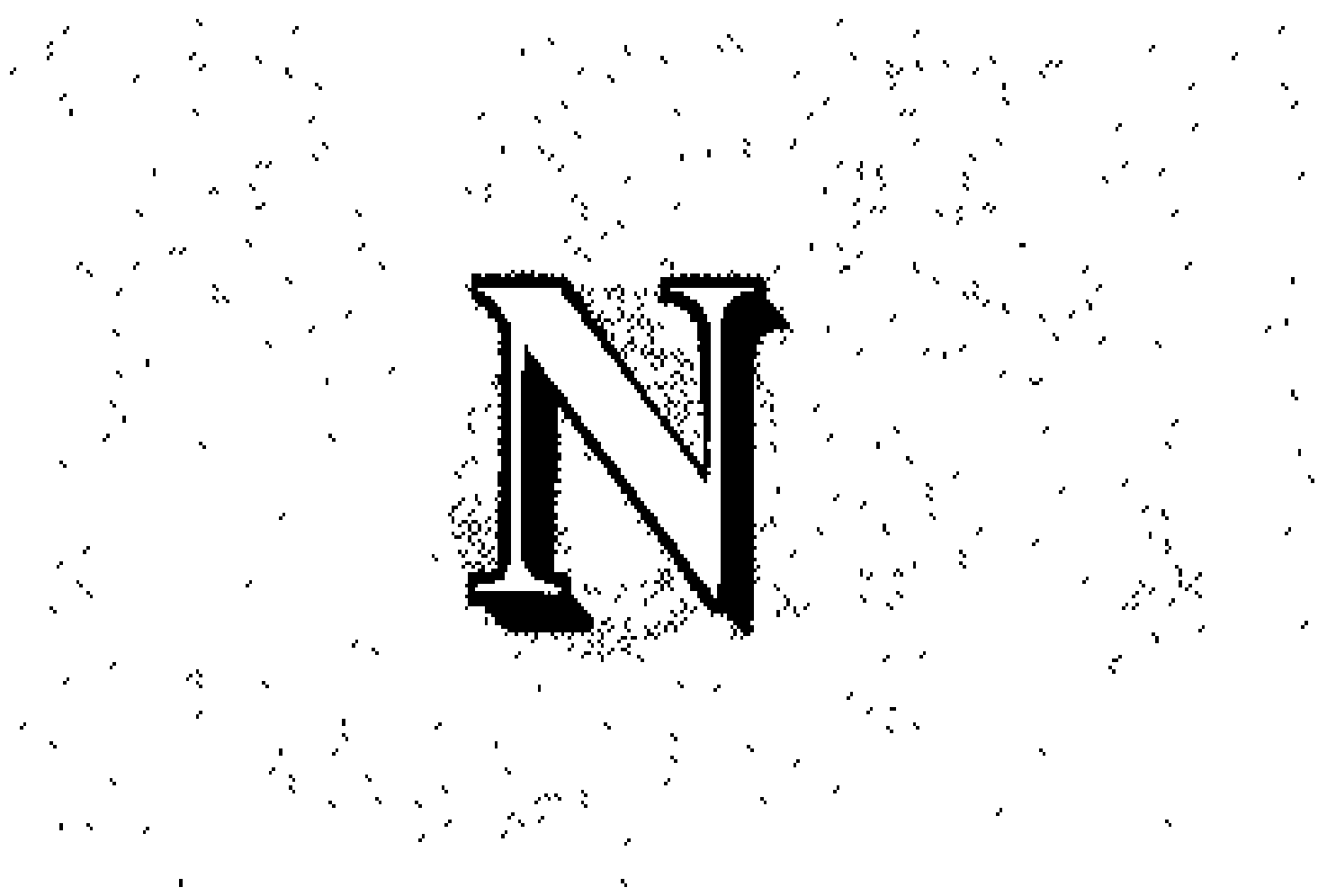
燃机中换气质量和数量，引起功率损失，这些都直接关系到内燃机运行特性和使用寿命。

滤清分粗滤和细滤。粗滤多使用离心式或加长管路多次折返，将大颗粒炭灰杂质清除。细滤多采用瓷环、棕榈火柴杆、玻璃纤维、毛毡和棉纱细密物质，在滤清的同时喷淋洁净的冷水，使煤气冷却到常温，以增加煤气密度。通常须经过三级滤清：一级粗滤，二级细滤。经过滤清后的煤气，清洁程度应达到专业标准规定，含灰分杂质质量在40mg/m³以下，冷却温度达到环境温度。滤清冷却后的煤气，进入内燃机气缸之前，与洁净空气经混合器按一定比例混合，气缸中的煤气与空气混合的可燃气通过火花塞或少量柴油点燃，使内燃机运转带动发电机发电。

汽油机或柴油机改装成煤气机后，压缩比需要进行调整。由于煤气的热值远比石油燃料热值低，故发动机的功率要下降30%左右。发动机要与发电机联接，选配发动机时，其转速最好与发电机的转速相匹配，不然将增加一套变速机构。

虽然木煤气发电设备的系统庞杂，使用保养不如石油燃料发电机组方便可靠，但在石油燃料缺乏又远离大电网的偏远地区，如生物质资源丰富，可就地取材，则建立木煤气电站也是可供选择的方案。

（马守祥）



naleng kuazhongzi zengzhidui kongzhi

**钠冷快中子增殖堆控制** (control of sodium-cooled fast breeder reactor) 指对钠冷快中子增殖堆的功率进行控制,使其与核电厂的输出功率相匹配,并对中间回路和蒸汽回路进行调节以维持核电厂给定的运行参数。整套控制设备中应设有安全保护系统,使在事故情况下能停闭反应堆。

**反应性控制系统** 通过控制棒来改变快中子增殖堆的反应性,以维持堆的功率或改变堆的功率。该系统同时用来补偿瞬时的或长周期的反应性变化,如温度效应、氙毒和燃耗等,使反应堆保持在临界状态。快中子增殖堆不同于热中子反应堆,快中子堆的中子平均能量相当高,中子射程长,中子寿命短,从而在控制方法和控制性能方面有其本身的特征:①对反应性控制,除采用与热中子反应堆类似的吸收中子的控制棒外,还可通过对堆芯中子反射层的控制,改变中子泄漏量来实现反应性控制;②所用的控制棒数目比热中子反应堆的少;③由于快中子堆内缓发中子份额小,快中子增殖堆容易达到瞬发临界,因此用于调节中子通量密度水平的控制棒价值应较小;④由于快中子堆内中子射程长,堆芯中子通量密度分布畸变较小。

快中子增殖堆控制棒性能表

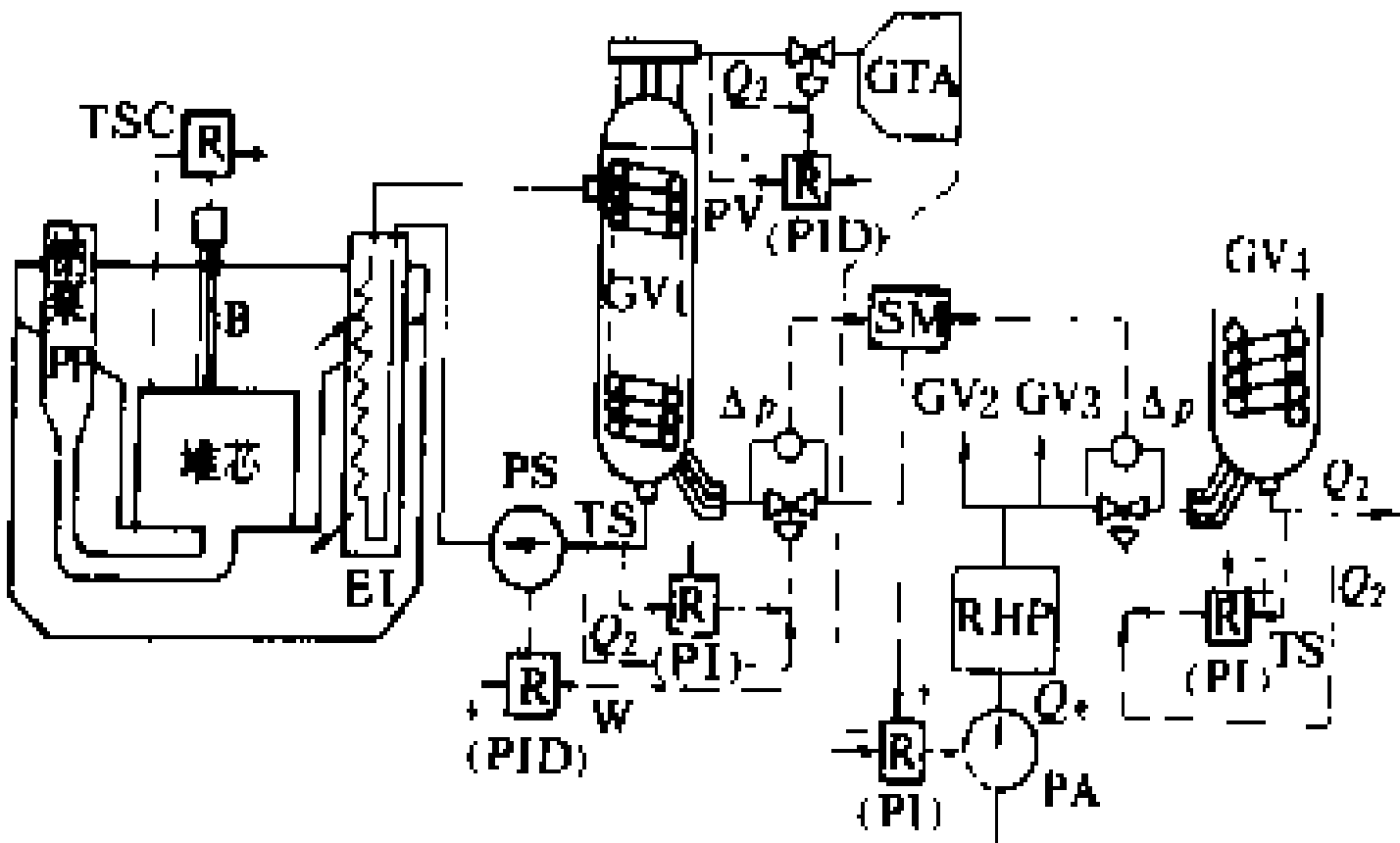
国别 (堆名)	美国 (E. Fermi)	法国 (Phenix)	苏联 (BHI-350)	日本 (常阳)
堆热功率 (MW)	200	625	1000	100
控制棒	调节棒 2 根 安全棒 8 根	总数 8 根	控制棒 8 根 安全棒 3 根	控制棒 3 根 安全棒 3 根
棒驱动行程 (m)	1.37	1	1.26	0.9
落棒时间 (s)	0.9	0.6	0.7	小于 1

快中子堆的反应性控制性能表现在控制棒数目、

棒驱动行程和安全棒落棒时间等方面,表中示出不同国家快堆的控制棒性能。

**热能动力系统控制** 由于钠冷快中子增殖堆有三条回路:主回路、中间回路和蒸汽回路。对应于每条回路,有不同的控制。对于主回路,主要是应用控制棒来调节反应堆功率;对于中间回路,主要通过调节钠泵的转速来控制钠流量,以维持蒸汽压力恒定,并满足负荷跟踪时蒸汽流量的需求;对蒸汽回路,主要包括蒸汽发生器给水调节和汽轮机调节阀的控制。

**安全保护系统** 对钠冷快堆来说,其安全保护系统的功能主要是防止堆芯燃料组件的流道堵塞和钠沸腾引起的燃料元件破损,以及防止钠泄漏而引起的严重事故。在出现上述事故或其他严重偏离正常参数的异常工况时,安全棒紧急下落,停闭反应堆。为了保证钠冷快中子堆反应性安全,要求其安全棒的落棒时间比热中子反应堆的要短。



超凤凰快堆控制原理图

B—调节棒;GV—蒸汽发生器;PP—主回路钠泵;PS—二回路钠泵;EI—中间热交换器;PA—给水泵;GTA—汽轮发电机组;RHP—高压再热器;R—调节器;SM—最小信号选择器;PID—比例、积分、微分调节器;PI—比例积分调节器; $Q_2$ —二次钠流量; $Q_1$ —给水流量;TSC—堆芯出口温度;TS—蒸汽发生器出口钠温;W—电网功率;PV—蒸汽压力; $\Delta p$ —阀门压差

**钠冷快中子增殖堆控制系统示例** 图示为“超凤凰”快中子增殖堆的控制原理图。其控制系统分为功率负荷控制系统和给水控制系统两部分。

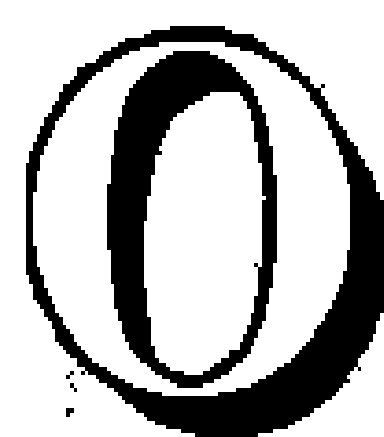
(1) 功率负荷控制系统:由四个子系统构成:①维持堆芯出口温度恒定的调节系统,通过移动控制棒改变堆功率来实现;②电网功率跟踪系统,通过改变中间回路钠泵转速,调节中间回路流量来实现;③蒸汽发生器出口钠温控制系统,通过调节给水阀门,改变给水流量来实现;④维持蒸汽压力恒定的调节系统,通过控制汽轮机调节阀开度来实现。

(2) 给水控制系统:由两个部分组成:①通过给水阀门自动跟踪中间回路钠流量来实现给水对蒸汽负荷变化的快速响应;②通过给水阀门的压差(维持在



0.6MPa)来控制给水泵,使给水流量与蒸汽流量保持平衡。给水控制系统不仅要保证蒸汽总流量的需求,而且要保证每台蒸汽发生器内部水流与蒸汽流的稳定性。

(蒋滨森)



Ouzhou Hexuehui

**欧洲核学会** (European Nuclear Society, ENS) 创立于1975年,是一个非营利性的民间学术团体。由14个欧洲国家的17个原子核科技学术团体联合组成,包括比利时核学会、英国核能学会、丹麦核学会、瑞典核学会、希腊核学会、德国核学会、荷兰核学会、奥地利核学会、瑞士核学会、西班牙核学会、意大利核学会、法国核学会、芬兰核学会、南斯拉夫ETAN核技术分会、美国核学会法国分部、美国核学会意大利分部和英国核工程研究所。1989年后,苏联核学会、保加利亚核学会、捷克和斯洛伐克核学会、匈牙利核学会和罗马尼亚核能协会也相继加入。现有来自欧洲20个国家和地区的23个成员。

学会的宗旨是促进欧洲各国核科学技术界的团结和合作,为欧洲各国核科技界的组织和学术团体提供促进相互理解的讲坛,通过组织会议提供相互交流信息、经验和技术的场所。学会每4年举办一次大型国际学术年会,已举办过ENC-1、2、3、4和ENC'90五次年会。欧洲核学会每年与成员学会联合举办2个专题学术会议。主要出版物是《核欧洲》(Nuclear Europe Worldscan)。在1991年创办了欧洲公共核信息网(NucNet)。

欧洲核学会的领导机构由会长1人、副会长若干人和各成员学会选派1人参加的指导委员会组成。会长的任期为2年。学会的办事机构设在瑞士的伯尔尼,秘书长是Dr. Peter Feuz。通信地址:European Nuclear Society, P.O. Box 5032, CH-3100 Berne, Switzerland。fax: ++4131229203。

1987年9月,欧洲核学会和中国核学会在北京签订了合作协议。

(唐宗瀚)

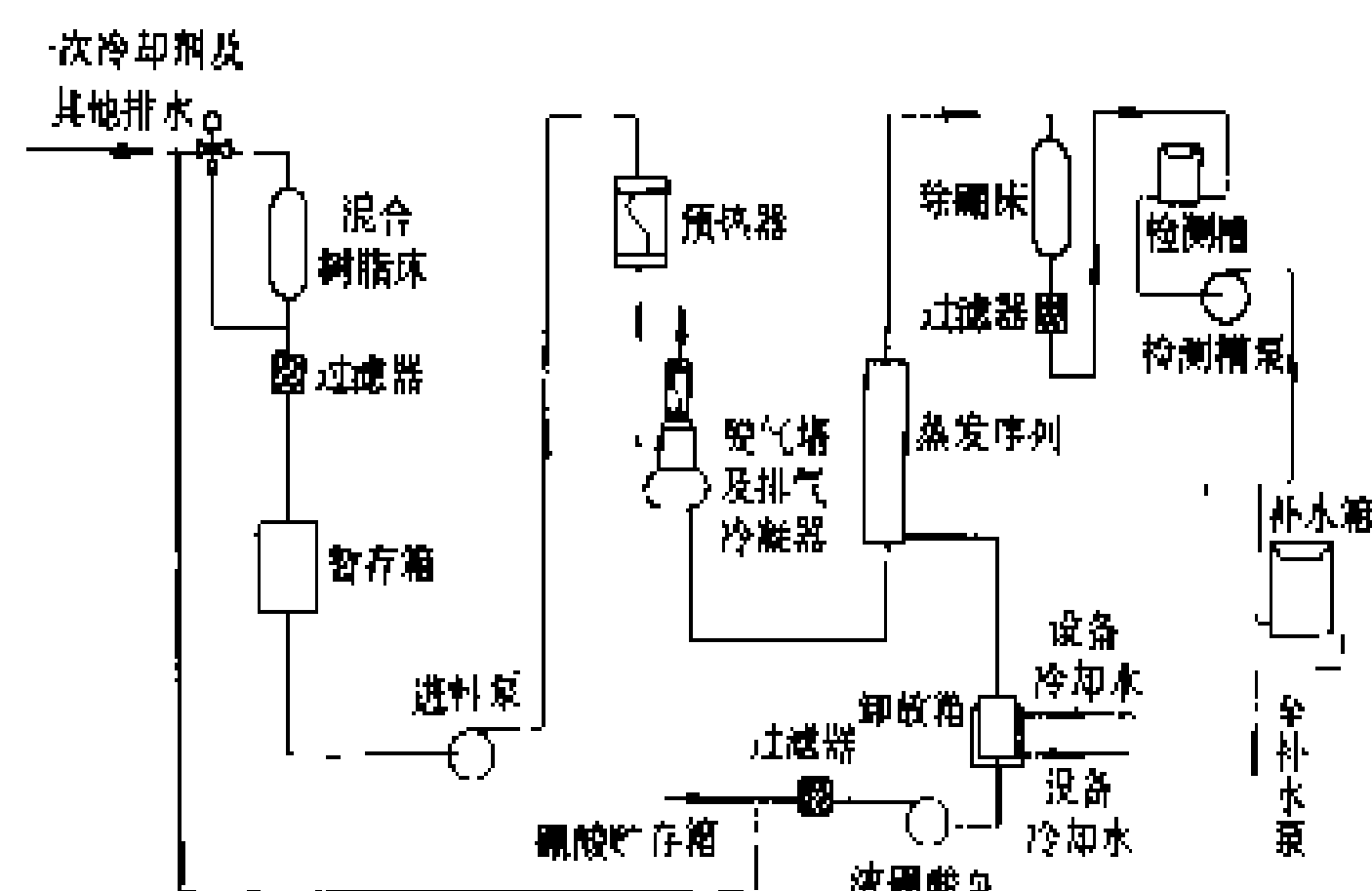
# P

penghuishou xilong

**硼回收系统** (boron recycle system) 用蒸发和离子交换的方法处理一次冷却剂并回收浓硼酸的系统。设置硼回收系统的目的在于减少核电厂的废液排放,保护环境,降低核电厂的硼酸用量。本系统是一次冷却剂系统的支持系统。

**功能** 硼回收系统的功能有:①收集和暂存一次冷却剂系统在正常运行和检修时所排出的一次冷却剂;②去除上述一次冷却剂中的腐蚀产物和裂变产物,并将其处理成为符合一次冷却剂系统运行要求的再生补水及再生硼酸。

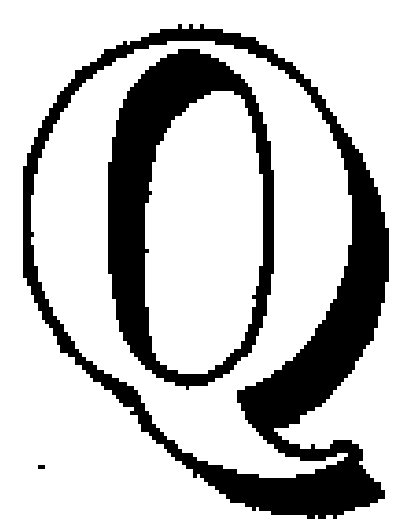
**流程及工作原理** 当起动或停闭核电厂反应堆时,在一次冷却剂系统中,因一次冷却剂热胀和调硼的需要,将有大量的一次冷却剂通过化学和容积控制系统排出。当一次冷却剂系统在正常运行和检修时,也有不少的一次冷却剂通过安全壳的疏排水系统及其他辅助系统排出。这些被排入硼回收系统的一次冷却剂,经混合树脂床和过滤器被去除其中的放射性裂变产物和腐蚀产物后,先至暂存箱暂存(见图)。一般设有2~3台暂存箱,其容量相当于一次冷却剂系统的冷却



硼回收系统流程原理图

剂装载量的2倍以上。当暂存箱内积累了足够蒸发序列批量运行的料液时,由进料泵将料液汲出,汲出的料液经预热器及脱气塔去除各种气体裂变产物后,再送至蒸发序列内蒸发并冷凝。蒸发序列及其有关的设备均进行间歇运行,有自然循环和强迫循环两种类型,由蒸汽加热,设备冷却水冷却,其去污因子一般为 $10^4$ 。对蒸发序列的冷凝液,根据其水质情况可直接或经除硼床和过滤器处理后,再排至检测槽。对经检测合格的冷凝液,用泵送至补水箱复用,不合格的,需返回重新处理。对检测槽和补水箱,通常均采用薄膜覆盖,以防止接触氧气。在蒸发序列内被浓缩的硼酸,将被排入由设备冷却水冷却的卸放箱,而后被送回化学和容积控制系统的硼酸贮存箱复用。当硼酸质量不合格时,可将它返回树脂床,使之和被处理的一次冷却剂相混合,进行再处理。对含有4%以上硼酸溶液的设备和管道需考虑加热保温,其方式可在设备和管道上直接加热保温,或保持房间的一定温度,以防止硼酸析出。

(戚正文)



qilengdui kongzhi

## 气冷堆控制 (control of gas cooled reactor)

实现对反应堆功率的调节和对反应堆运行参数的控制。石墨慢化气体冷却的反应堆分两大类：二氧化碳冷却的反应堆和氦气冷却的高温气冷堆（见反应堆）。

**二氧化碳冷却的反应堆控制** 这类反应堆慢化剂的温度效应是正的，从固有安全性上讲，具有一定的不稳定性，然而石墨慢化剂温度变化的时延很大，由扰动引起的功率漂移，其倍增时间超过 15min 以上，很容易通过工艺管出口温度自动调节系统加以控制。

这类反应堆都由设置在石墨栅元中或栅格节点上的控制棒来进行反应性控制。在众多的控制棒中选择其一部分作为安全棒，用于快速停闭反应堆。安全棒在反应堆运行期间始终保持在堆芯上部。一部分控制棒作为补偿棒，或称手动棒，用以补偿燃耗、氙毒、温度效应等反应性变化，并用来展平堆芯中子通量密度分布。另一部分控制棒为调节棒，用于反应堆功率调节或区域控制。

此外，石墨气冷堆的堆芯直径和高度均很大，很可能出现氙振荡。为了确保堆芯中氙的空间稳定性，所有的 Magnox 型气冷堆都设有区域控制系统。利用这些区域控制系统测量堆芯一个特定区域中的气体出口温度，并用所取得的温度平均值来调节该区域中的控制棒的位置，以保持稳定的中子通量密度分布，同时保持燃料温度低于危险值。在大型反应堆中，最多可分为 16 个控制区域，每个区域中用来提供平均温度的热电偶可达 12 个。

几乎所有的石墨气冷堆核电厂都设置了功率调节系统，该系统能跟随负荷或频率变化。反应堆功率的主要控制是借助于改变通过堆芯的冷却气体流量来达到的。汽轮机负荷增加时，为了提高蒸汽发生器的出力，便加大气体流量；为了维持反应堆出口冷却剂的温度不变，便提出控制棒，增加反应堆的功率，这样，便使反应堆功率和汽轮机负荷相一致。气冷堆功率调节系统见图 1。汽轮机的负荷变化，引起主蒸汽管的压力变化。该压力信号将作为鼓风机气体流量控制的驱动信

号。可以用多种方式来调节气体流量，例如采用变速（变频）电动机，变速联轴节，可调速的汽轮机驱动，以及节流阀和旁路阀等。在图 1 表示的调节系统中，采用机械上相耦合而又反向开闭的节流阀和旁路阀来控制冷却气体流量。对于直流式的蒸汽发生器，汽轮机负荷变化将改变进入蒸汽发生器的给水流量，从而导致反应堆冷却剂入堆温度的变化，为维持冷却剂出口温度，动作控制棒，使堆功率重新和汽机负荷相匹配。

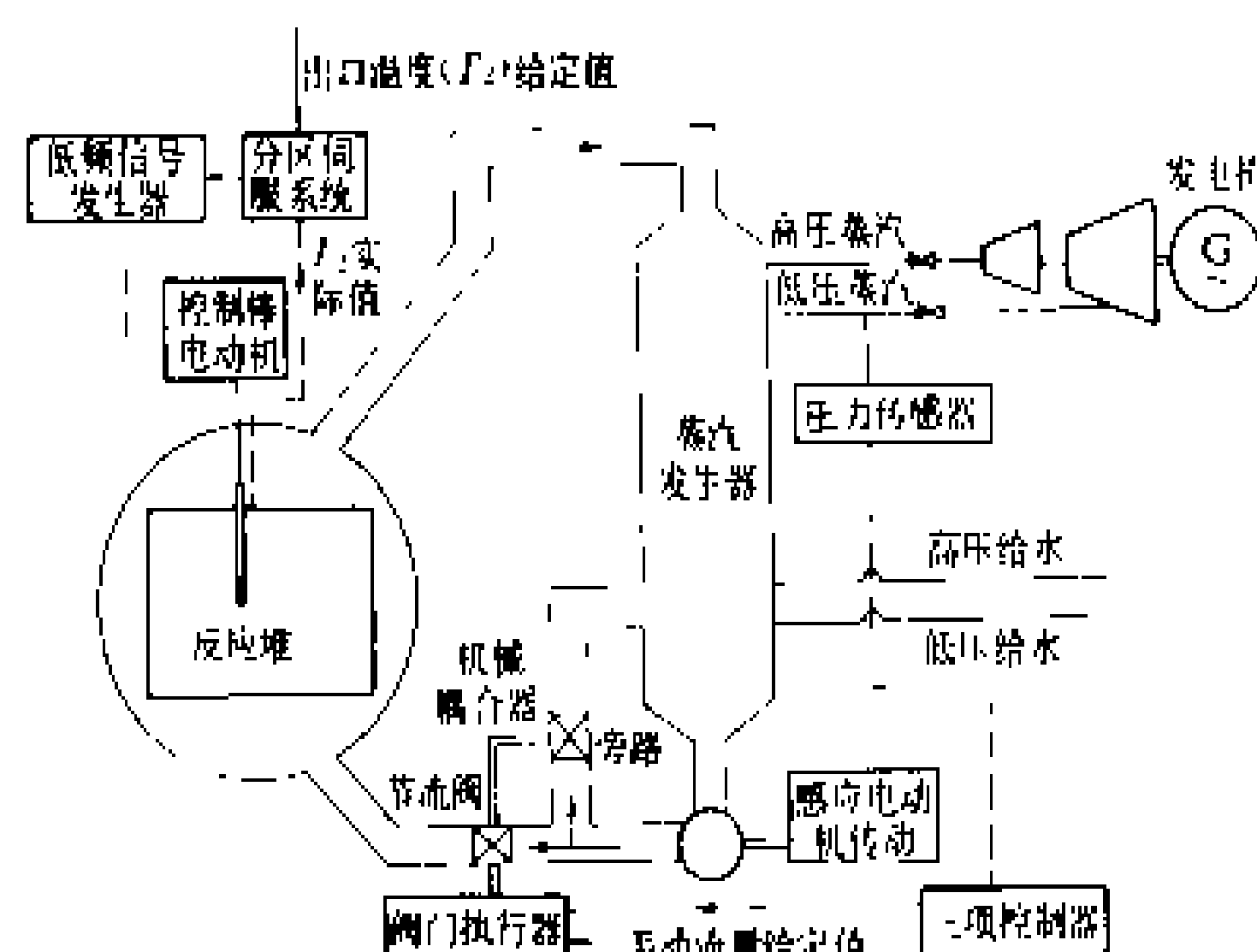


图 1 气冷堆功率调节系统

**高温气冷堆控制** 高温气冷堆在整个燃耗周期内都具有负反应性温度系数，具有良好的自调节特性和自稳定性。按堆芯结构，高温气冷堆又分成球床气冷堆和柱状元件气冷堆两种。球床堆由于堆芯没有控制棒导向孔道，控制棒插入难度较大，设计中尽可能将控制棒设置在反射层孔道内，对其反射层控制棒不足以提供足够的停堆反应性裕度的大型球床堆，设置堆芯控制棒作为长期停堆时插入堆芯的安全棒。反应堆正常运行时是运用反射层内的控制棒进行功率调节和反应性控制的。柱状元件气冷堆堆芯虽可设置控制棒导向孔道，但由于堆芯温度高，控制棒工作环境恶劣，通常也把正常运行需要操作的控制棒尽可能设置在反射层内，而在长期停堆时才插入位于堆芯的安全棒。

高温气冷堆核电厂在正常运行时应保持主蒸汽的压力和温度恒定。其基本控制方式是：根据负荷的要求确定蒸汽流量，并按照蒸汽压力的变化调节冷却剂（氦气）流量，从而调节反应堆的功率水平；同时，移动控制棒以平衡氙毒和补偿温度效应，并控制反应堆冷却剂的出口温度来维持主蒸汽的温度。图 2 示出桃花谷高温气冷堆核电厂的控制系统。核电厂有两个冷却剂回路，每个回路有一台蒸汽发生器和一台可调速氦气风机。根据负荷需要控制汽轮机的调节阀，以调节蒸汽流量；氦气风机转速调节器的定值由蒸汽压力调节器给定；堆出口氦气温度的整定值由蒸汽温度调节器给定（取两个回路蒸汽出口温度的高值），然后与两个回路出口氦气温度的高值比较作为堆功率调节的整定

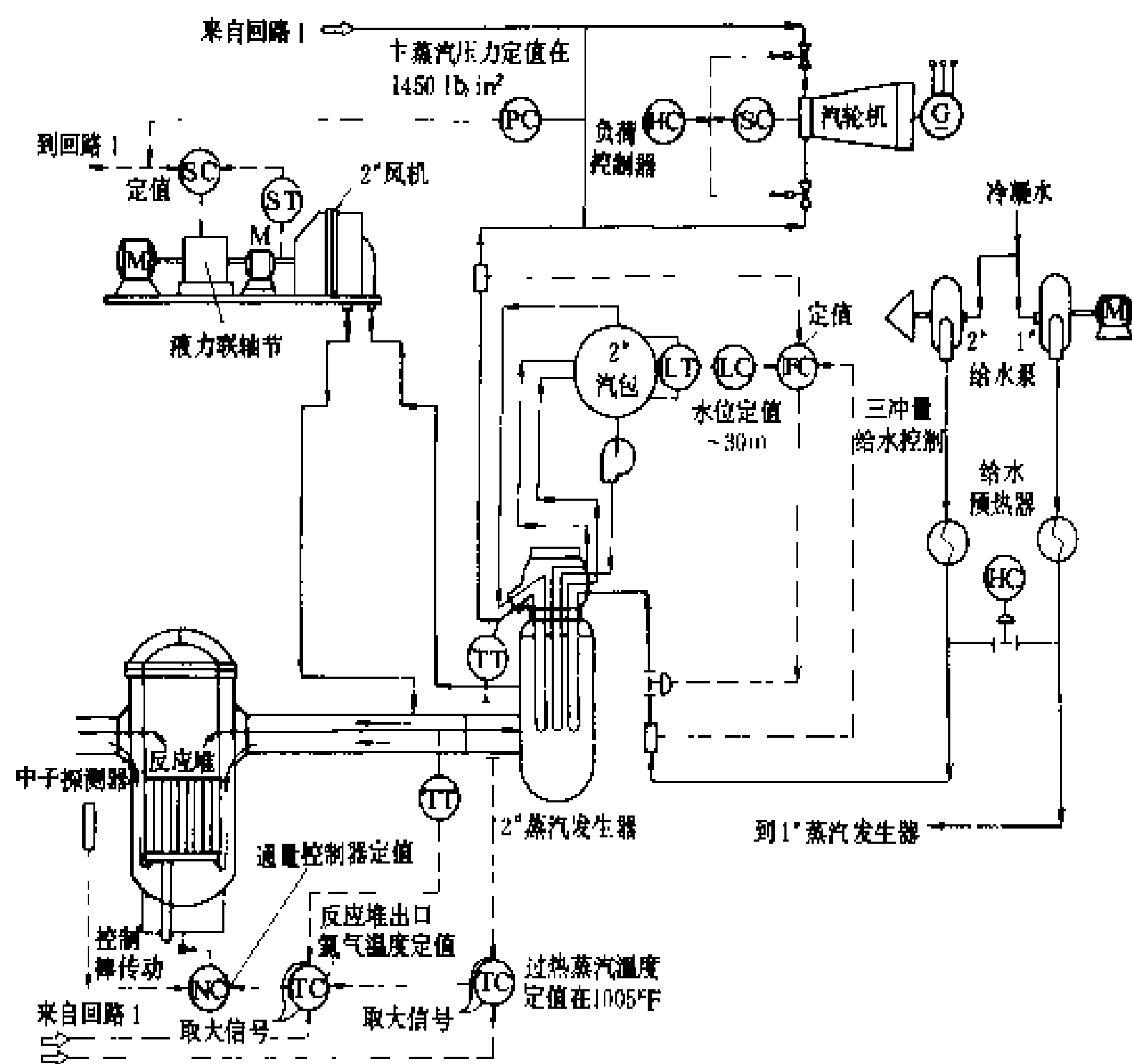


图2 高温气冷堆核电厂控制系统

FC—流量调节器；HC—手控台；LC—水位调节器；LT—水位变送器；NC—中子通量密度调节器；PC—压力调节器；PT—压力变送器；SC—转速调节器；ST—转速变送器；TC—温度调节器；TT—温度变送器

值，通过移动控制棒使堆功率与电厂负荷相匹配。当出力增加时，调节阀打开，蒸汽流量增加，压力下降，通过蒸汽压力调节器去提高氨气风机转速调节器的定值，使氨气流量增加；同时，堆出口氨气温度下降，氨气温度调节器要求更高的中子通量密度，导致从堆芯抽出控制棒；另一方面，起初蒸汽温度因氨气温度下降也有降低趋势，通过蒸汽温度调节器去提高氨气温度调节器的输出定值，使控制棒进一步抽出。这样，反应堆功率自动地跟随汽机负荷变化，并维持了蒸汽参数的恒定。减小出力时，系统的作用过程与上述相反。

#### 参考书目

Harrer JM, Beckerley JG. Nuclear Power Reactor Instrumentation System Handbook. La Grange; The Office of Information Services U.S. Atomic Energy Commission, 1973

(龚云峰)

qixiang

**气象** (meteorology) 大气中的冷、热、干、湿、风、云、雨、雪、霜、雾、雷电和光等各种物理状态和物理现象的统称。

大气对核电厂的影响主要是：①与核电厂安全有关的极端气象；②与堆芯排热有关的气象；③与气载放射性流出物弥散有关的气象。

#### 与核电厂安全有关的极端气象

从确定设计基准考虑出发，极端气象分为极端气象参数和极端气象现象两类。

**极端气象参数** 表征气象要素(如风速、降水、积雪、气温、冰冻、霜冻、雾和冰雹等)极值的那些气象参数。与核电厂安全有关的极端气象参数主要是极端风、极端降水、极端积雪和极端温度。

为了确定极端气象参数的设计基准，需要：①收集(或进行厂址现场观测)代表厂址条件的气象数据；②对获取的数据进行统计分析；③选定一个参照时间间隔(通常为50年或更长)，以及一个在该参照时间间隔内设计基准将被超过的容许概率。

**极端气象现象** 发生概率很低

的那些气象现象，如龙卷风、热带气旋、暴风雪、尘暴、干旱和雷电等。

与核电厂安全有关的极端气象现象

主要是龙卷风和热带气旋。

(1)龙卷风：一种强烈旋转的空气柱，常伴有风暴，其风速约为30m/s到140m/s以上。

海龙卷在特性上与龙卷风相似，但它们是在一个大的水体上面和更均匀的大气条件下生成的，且强度和体积往往均比龙卷风的小。海龙卷有时会越过海岸线进入内陆几公里。

核电厂所在区域是否存在发生龙卷风的可能性，可根据以往的资料分析确定。评价设计基准龙卷风的典型区域应是一个经纬度各为3°、气候上单一并呈现相同龙卷风特性的区域。

龙卷风的设计基准参数是根据龙卷风对核电厂造成危害的主要因素确定的。这些参数是：龙卷风的最大风速、龙卷风通过时产生的突然压力降和龙卷风造成的飞射物的撞击。

在核电厂厂址查勘阶段，对于有发生龙卷风且非常严重的区域，可否定某些受影响的厂址，并可根据受龙卷风影响的严重程度，筛选可能厂址和优先选用受龙卷风影响小的候选厂址。

(2)热带气旋：一种巨大而旋转着的热湿空气团，其直径约为100km或更大。根据发生的区域和最大持续风速，热带气旋具有种种名称。例如，在北太平洋西部，最大持续风速在17~32m/s的热带气旋称之为热带风暴和强热带风暴，而最大持续风速在33m/s以上

的热带气旋则称之为台风。

热带气旋对核电厂造成危害,主要是暴雨和(或)涌浪引起的洪水、狂风的猛烈冲击作用和气旋造成的飞射物的撞击作用。

用以作为设计基准的热带气旋是可能最大的热带气旋。这是一种假想的平稳状态的热带气旋。确定这种气旋风场所需的气象因素是:气旋的最大风速、最大风速半径、风眼压力和流入角,以及气旋相对于海岸线的运动方向和平移速度。

热带气旋对确定核电厂厂址的影响与龙卷风相同。

**与堆芯排热有关的气象** 与堆芯排热有关的主要气象因素是:干球和湿球空气温度、风速、太阳辐射、水汽压和冰冻(包括潜冰)等。对用于建立最终热阱系统模型的这些气象因素,均采取厂址所在区域有代表性气候期间(通常为30年)出现的最坏情况值。

**与气载放射性流出物弥散有关的气象** 与气载放射性流出物在大气中弥散有关的气象资料主要是用以估算大气弥散因子和地面沉积因子。

估算大气弥散因子和地面沉积因子所需的气象资料,因核电厂气载放射性流出物的释放类别而异:①对于常规释放,需要的是不同风向(16个方位)、风速、大气稳定性和降水情况的四维联合频率分布。在离地面10m和排放口高度外测取至少连续1年的逐时风向、风速和降水量,以及中性和不稳定天气条件下混合层高度的月平均值;②对于事故释放,需要的是不同时间间隔、不同距离的大气弥散条件,包括在非居住区边界上事故发生后头8h和限制区外边界不同事故期间的大气弥散条件。

大气弥散因子和地面沉积因子主要用以估算核电厂周围公众受到的环境辐射剂量。在厂址查勘阶段,应否定可能长期出现不利大气弥散特征且人口分布相当稠密的厂址,并根据大气弥散因子和风向筛选和比较可能厂址和候选厂址。

(肖逸鸿)

Qie'er nuobeili Hedianchang shigu

**切尔诺贝利核电厂事故** (Chernobyl NPP accident) 1986年4月26日凌晨1点23分,苏联切尔诺贝利核电厂4号反应堆发生的堆芯毁坏和放射性外逸的严重事故。

切尔诺贝利核电厂4号堆是1000MW级大型石墨管道式沸水反应堆(PEMK-1000),于1983年12月投入运行。1986年4月25日按计划停堆检修前的机会,作汽轮发电机惰走带负荷的试验。但试验程序的临时改动未经安全审批。在试验过程中,操作人员的违章

操作和判断失误又与PEMK反应堆设计上的固有弱点(例如,正汽泡反应性系数、控制棒设计错误、无安全壳等)结合在一起,导致了这场灾难性事故。

从4月25日1时开始降低反应堆功率作试验准备至26日1时23分发生事故时的长达24小时的过程中,操作人员为了急于作试验和获得不停堆重复作试验的条件,进行了一系列违章及无章可循的错误操作。其中危及反应堆安全的重要事件有:

(1) 关闭了与汽轮发电机组停转信号相关的反应堆自动停堆保护系统;

(2) 关掉了与汽水分离器水位和蒸汽压力有关的反应堆保护系统;

(3) 切除了最大设计基准事故时应动作的应急堆芯冷却系统;

(4) 因为反应堆严重“中毒”(见裂变产物中毒),把原来插在堆芯的为提供运行后备反应性的手动控制棒大部分提升到反应堆上端(按安全要求堆内至少应有30根手动棒,而在4月26日1时22分30秒时堆内总共只有6~8根控制棒)。

由于上述违反安全运行准则的错误操作,4月26日1时23分开始做汽轮发电机惰走试验时,反应堆处于正汽泡反应性占优势的状态。随着冷却剂流量下降,堆芯汽泡增多,引入正反应性使堆功率升高,而后者又使汽泡增多。1时23分40秒,值班长命令按下紧急停堆按钮,使所有控制棒和事故保护棒插入堆芯。但是,由于大多数控制棒高悬于堆芯之上,在初始插入时反而引入正反应性(由于控制棒设计错误),遂导致瞬发超临界事故。当时功率剧增,核燃料熔化。熔融的燃料碎粒与冷却剂剧烈反应引起蒸汽爆炸,石墨燃烧,一回路系统和反应堆厂房被破坏,大量放射性物质释入大气。爆炸飞出的灼热碎片散落到邻近汽轮发电机厂房和辅助设施上面,引起多处着火。

苏联有关部门及时有效地组织了控制事故和消除事故后果的工作。大火于26日晨5时被扑灭。疏散了电厂30km内的居民。向毁坏的反应堆投掷堆集了碳化硼、白云石、铅、砂子、粘土等材料约5000t,用以封闭堆顶和抑制裂变产物外逸。1987年在4号堆废墟上建起了钢和混凝土构成的密封建筑物,把废堆埋藏在里面。对切尔诺贝利厂区和周围地区持续地进行放射性污染清理。

切尔诺贝利事故造成的经济损失十分巨大,据报道,有形的可估量的财产损失约134亿美元(当年币值)。

事故期间,释放到环境的放射性物质总量约 $1.9 \times 10^{18}$ Bq,其中25%是在事故后第一天释出的,另75%在后9天内陆续释出。对环境污染有重要意义的

放射性核素释放量分别为：<sup>90</sup>Sr- $8.1 \times 10^{12}$ Bq；<sup>131</sup>I  $7.7 \times 10^{14}$ Bq；<sup>137</sup>Cs- $3.7 \times 10^{13}$ Bq。初期释出的放射性物质随风向北飘移，后来向西转西南及其他方向散布。事故放射云于4月27日最早到达瑞典和芬兰，其中低、中放射性水平的烟羽飘向波兰和民主德国。4月29日至5月2日，污染空气扩散到欧洲其他国家。长时间大范围的大气运动把释出的放射性物质散布到整个北半球，5月4日到达中国。南半球则未受到气载放射性的污染。

在切尔诺贝利事故中，有238名职业人员遭受超剂量照射，其中29人死亡，209人呈现急性辐射病征兆。另有2名工人在爆炸事故中直接致死。厂区以外无人急性致死。

核电厂附近居民在撤离前可能受到的辐照水平为：γ辐射全身剂量15~50mGy，β辐射皮肤剂量100~200mGy，成年人甲状腺剂量0.2~14Gy。在切尔诺贝利以外地区居民受到的辐射剂量大大低于以上数值。白俄罗斯居民事故后第一年平均剂量负担小于天然辐射源的年剂量。全苏第一年的事故平均剂量负担为天然辐射剂量的10%。苏联受到的总的长期辐射影响是117000人·Sv集体剂量负担。苏联以外的任何国家的个人剂量远低于对公众规定的年剂量限值。例如，欧洲东南部受事故放射性污染较严重地区的30年有效剂量当量负担约1.2mSv，是天然辐射的17%左右。北半球居民受到的集体剂量负担估计为600000人·Sv（其中，苏联占1/6以上）。总之，切尔诺贝利事故对世界居民造成的平均辐照仍在天然辐射涨落范围以内，不会对人类辐射环境引起有重要意义的变化。

尽管切尔诺贝利事故造成的实际辐射后果要比人们原来预计的假想灾难性事故后果小得多，但这次事故造成的各种物质损失和社会影响是巨大的。应当绝对防止这类事故再度发生。

**参考书目**  
International Nuclear Safety Advisory Group. The Chernobyl Accident; Updating of INSAG-1. Safety Series No. 75-INSAG-7. Vienna; IAEA, 1992  
(华明川)

Qinshan Hedianchang  
**秦山核电厂** (Qinshan Nuclear Power Plant) 中国依靠自己科技力量设计与建造的第一座核电厂，采用压水反应堆，电功率300MW。原名728工程是为纪念已故周恩来总理在1970年2月8日指示要搞原子能发电而命名的。

秦山核电厂位于浙江省海盐县东南8km的秦山山麓，西南距杭州市区约78km，东北距上海市区约

90km。东南临杭州湾。厂址地质构造稳定，主要厂房位于基岩上。附近地区地震活动微弱，地表面或近地表面未发现可能产生大的相对位移的活动断层。厂址岸坡稳定，沿岸筑有1818m海堤。电厂冷却水取自海水。杭州湾主流及深槽离岸边较近，径流量大，并且潮流作用强劲，为温水和废水排放提供了良好的扩散稀释条件。

电厂采用双环路压水反应堆，设计电功率额定工况为300MW，加强工况为330MW。主要参数见附表。反应堆的结构和系统的设置，同一般的压水堆核电厂。电厂全貌参见彩图插页第5页13图。

反应堆压力容器由SA508-3钢制成，高10.705m，筒体外径3.732m，壁厚175mm（不包括4mm厚的不锈钢堆焊层）。

堆芯高2.900m，等效直径2.486m，装有121个燃料组件。每个组件由按15×15排列的204根燃料棒组成。燃料棒包壳为锆4合金管，外径10mm，壁厚0.7mm，内装直径8.43mm、高10mm的UO<sub>2</sub>芯块。芯块的<sup>235</sup>U富集度在初装堆芯内有2.4%、2.672%和3.0%三种，平衡换料的<sup>235</sup>U富集度为3.4%。

全堆装有37个束棒型控制组件，吸收体材料为Ag（80%）-In（15%）-Cd（5%）合金。控制棒驱动机构为磁力提升式。

秦山核电厂主要设计参数

项 目	额定工况	加强工况
1. 反应堆热功率 (MW)	966	1035
2. 堆芯平均体积功率密度 (kW/L)	68.6	73.5
3. 燃料棒最大线功率密度 (W/cm)	407	436
4. 一回路冷却剂系统工作表压力 (MPa)	15.2	15.2
5. 一回路冷却剂流量 (t/h)	24000	24000
6. 反应堆冷却剂入口温度 (℃)	288.8	287.9
7. 反应堆冷却剂出口温度 (℃)	315.2	316.1
8. 蒸汽发生器出口蒸汽流量 (t/h)	1871	2020
9. 蒸汽发生器出口蒸汽表压力 (MPa)	5.20	5.54
10. 蒸汽发生器出口蒸汽温度 (℃)	267.5	271.5
11. 蒸汽发生器出口蒸汽干度 (%)	>99.75	>99.75

一回路系统由两条环路组成。每条环路有一台冷却剂泵和一台蒸汽发生器。在其中一条环路上装有一台稳压器。蒸汽发生器为立式，倒U形的传热管由外径22mm、壁厚1.2mm的Incoloy-800合金制成。冷却

剂泵为立式混流泵,每台设计流量为16100m<sup>3</sup>/h,扬程75m。

汽轮机为HN310-54.5型单轴、三缸(1高压缸、2低压缸)、四排汽、带两台汽水分离再热器的饱和凝汽式核汽轮机,额定电功率为310MW(冷却水温31℃),最大连续电功率为330MW(冷却水温18℃),转速3000r/min。有一级高压加热器、三级低压加热器和除氧器。发电机额定功率为310MW(冷却水温33℃),最大连续功率330MW(冷却水温20℃)。凝汽器冷却管为钛管,由海水冷却,循环水设计流量为62540m<sup>3</sup>/h。

反应堆及一回路系统包容在安全壳内。安全壳为预应力钢筋混凝土结构,高64.1m,内径36.0m,壁厚1m,设计压力(表压)0.26MPa。

电厂有三台容量各为2MW的应急柴油发电机组,在厂外电源全部失去时,供给专设安全设施等用电。

秦山核电厂的设计采取了行之有效的安全措施。在充分的事故分析的基础上采取纵深防御原则,保证核电厂在各种事故工况下的安全性。电厂设有良好的三废处理系统,排放的放射性物质数量很少,远低于国家标准限值,对环境影响甚微。例如,按设计计算,电厂正常运行时厂区以外任何居民接受的最大全身个人剂量当量每年不超过 $3.6 \times 10^{-3}$ mSv,仅为国家标准限值的0.8%,只相当于天然本底照射的0.4%左右。在事故情况下对居民的放射性影响也远低于规定限值。

秦山核电厂由上海核工程研究设计院承担总体设计以及核岛工程和设备设计,华东电力设计院、上海市政工程设计院和核工业第二研究设计院等五家设计单位分担常规岛及配套设施设计。

电厂大部分设备系国产,占设备投资的70%左右。上海各制造厂承担了约70%的国产设备的制造,主要有:上海锅炉厂(蒸汽发生器和稳压器),上海第一机床厂(堆内构件),先锋电机厂(控制棒驱动机构),上海汽轮机厂(核汽轮机),上海电机厂(发电机)等。中国核工业总公司所属宜宾核燃料厂提供核燃料组件,其他工厂提供了若干专用设备和仪表。

部分关键设备由国外进口:反应堆压力容器由日本根据上海核工程研究设计院的图纸加工,主冷却剂泵由德国进口,一回路主管道和反应堆堆芯测量装置由法国进口,等等。

秦山核电厂的施工完全由国内单位承担。除海堤由钱塘江工程管理局施工外,土建施工由中国核工业总公司二十二建设公司承担;核岛安装由中国核工业总公司二十三建设公司承担;常规岛安装由浙江火电建设公司承担。

国务院于1981年10月正式批准建厂。经过选址和环境影响评价,国家主管部门于1982年11月批准海盐秦山厂址。1983年6月破土动工,开始了施工前期准备工作。1983年11月动工修筑海堤,于1987年4月竣工。1985年3月20日浇灌核岛底板第一罐混凝土,随后开展核岛、常规岛和公用系统设施的土建施工和设备安装。1990年7月上述工程基本完成,开始核电厂调试。1991年8月反应堆首次装料,10月31日首次达临界,12月15日秦山核电厂首次并网发电,从此结束中国大陆无核电的历史。经过各功率阶段包括满功率下的调试和整治,1992年7月17日秦山核电厂正式投入满功率运行。

(王鼎钧)

qingneng fadian

## 氢能发电 (hydrogen-electric generation)

用氢作能源发电。氢是未来人类最理想的能源之一。制氢的原料是水,其燃烧的产物也是水,因此氢的原料用之不竭,也无环境污染问题。氢的单位重量热值高,比重小,管道运输最经济。它的转化性也好,可以从核能、太阳能、风能、地热能、电能等转化而得。用氢能发电,更有噪声小、效率高等优点。常见的氢能发电方法有:燃料电池、氢直接产生蒸汽发电、氢直接作为燃料发电。

**燃料电池 (fuel cell)** 一种化学电池,它利用物质化学变化释放出的能量直接变换为电能。这种发电方式,没有机械传动部件,没有振动,基本没有污染,排放物中只有极少量的氧化氮。其中,以纯氢为燃料的效率最高,使用者也最多。燃料电池的效率,在各种发电方法中是最高的(图1)。从这点看,它和其他化学电池是一样的。但是它需要连续向其供给活性物质

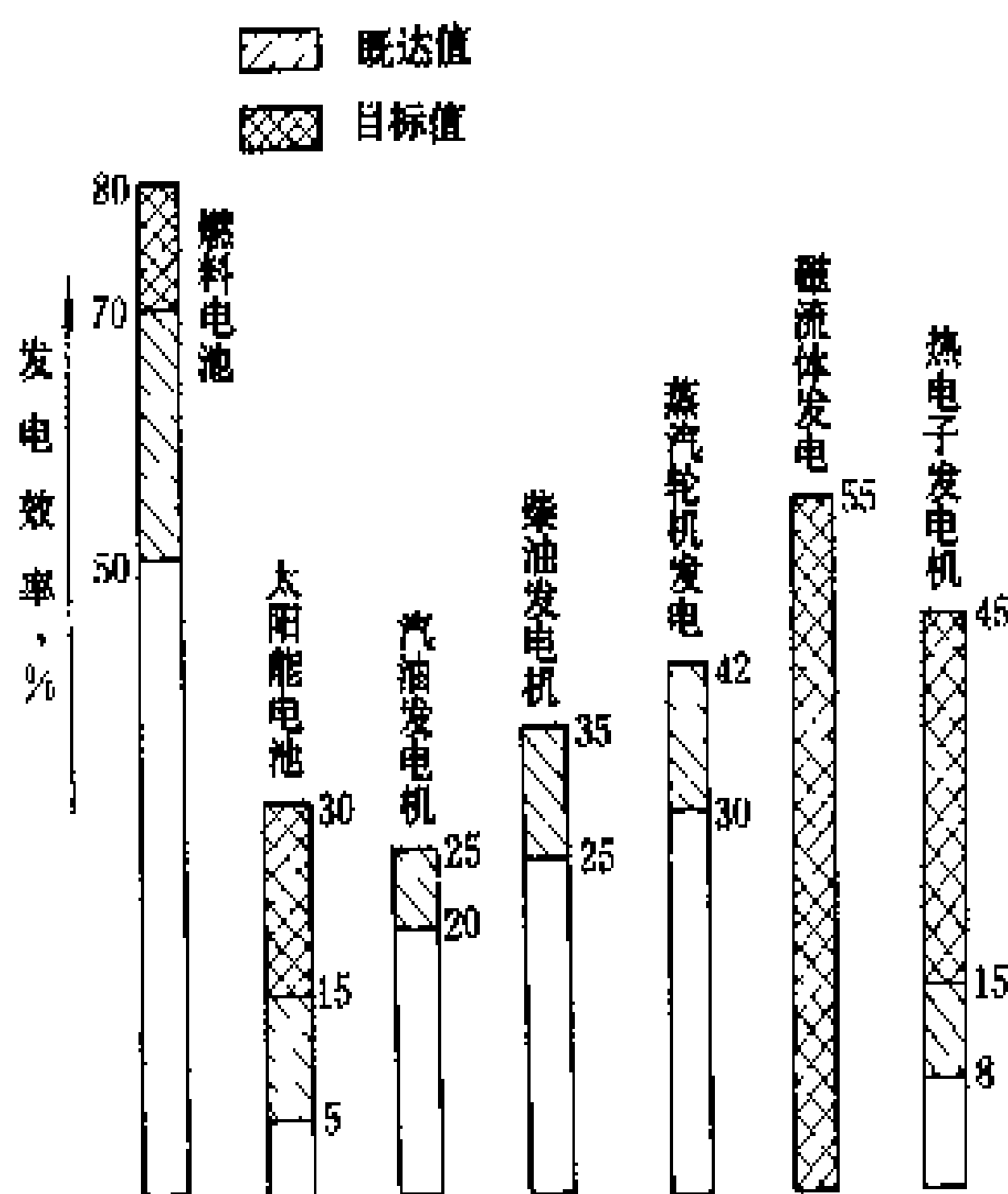


图1 各种发电方式的比较

——燃料或氧化剂,这便和锰干电池、铅酸蓄电池等普通化学电池大不一样。正是因为它是依靠这种活性物质(燃料)的化学反应所释放的能量变换为电能输出,所以才称之为燃料电池。通俗地说,燃料电池是一种利用水电解逆反应的“发电机”。

发展及展望 燃料电池的基本概念和试验是1839年W.R. 格罗夫(W. R. Grove)最早提出和发现的。1939年, E. 鲍尔(E. Baur)在他的论文中,首次比较系统地总结了在室温条件下以氢为燃料的碱性燃料电池的研究经验。

70年代,燃料电池主要用于宇航事业,成本较高,发展大容量电站,几乎没人敢想。随着科学技术的发展,燃料电池的制造成本不断降低。据美国能源部估计,到本世纪末,燃料电池的成本,可望降至800~1200美元/kW(目前为2200~2500美元/kW)。目前,在纽约和东京已分别建成了容量为2.0MW和4.5MW的燃料电池发电站,11MW的燃料电池电站正在建造中。根据预测,到2000年,日本用燃料电池的发电量,将占整个发电量的13%(25000MW);美国到2003年,将达6000MW。目前联邦德国、美国均生产有小型燃料电池产品,重量约为10kg/kW。

分类 以工作温度分,有常温(室温~100℃)、中

温(100~300℃)、高温(300℃以上)三类;以使用的燃料品种分,有气态(氢或气态碳氢化合物)、液态(甲醇、联氨等)和固态(煤、焦炭、钠、锌等)三类;以使用的电解质分,有碱性、磷酸、熔融碳酸盐、固体电解质、固态聚合物电解质五类。

工作原理 燃料电池虽然品种多,但其共同的作用原理是将燃料氧化所释放的能量直接、高效地转化为电能,其热功转换不受卡诺循环的限制。现以典型的碱性燃料电池为例,说明其工作原理(见图2),内部

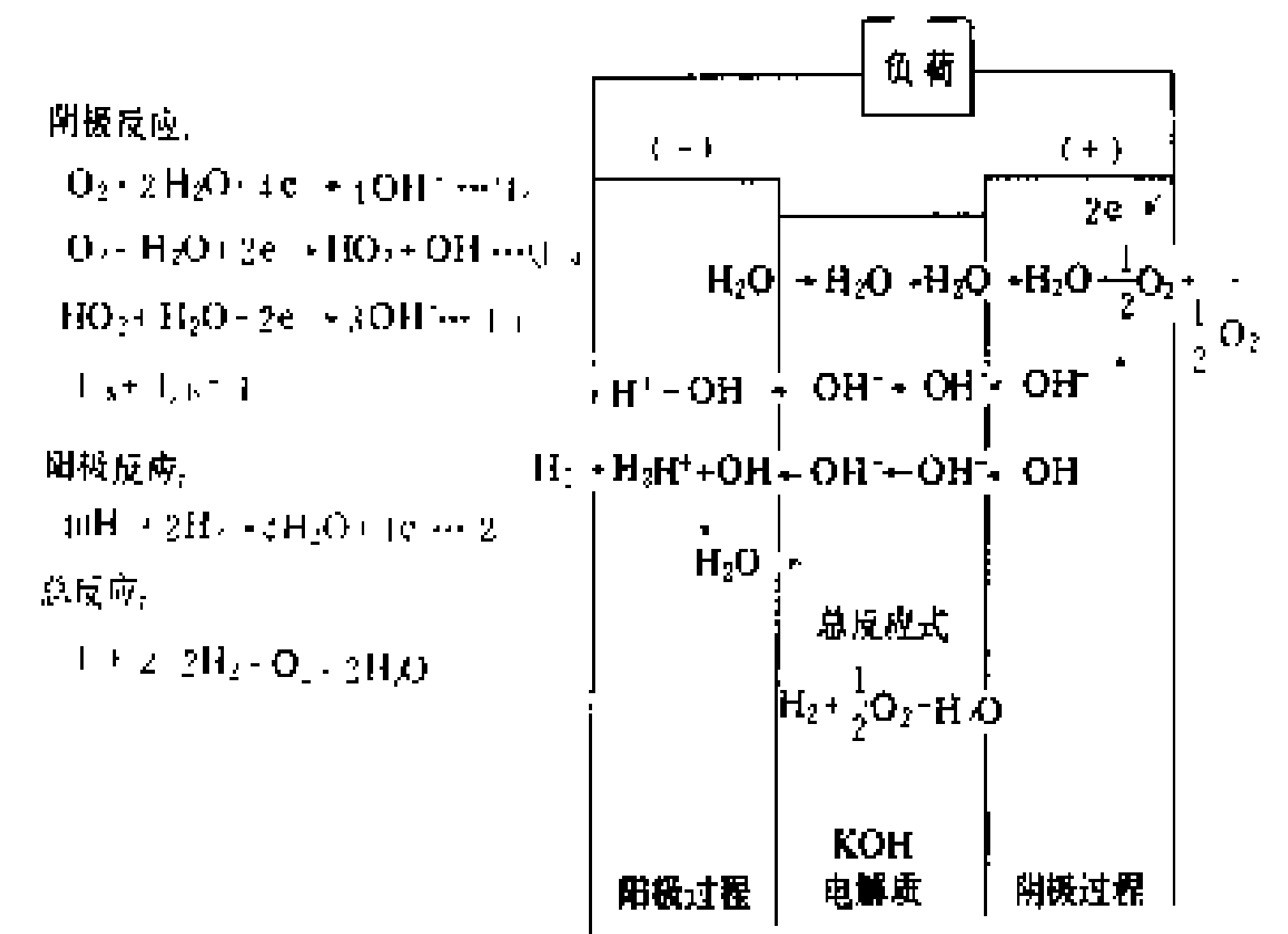


图2 以KOH碱性燃料电池为例的基本作用原理

各类燃料电池发展情况

发展阶段	第一阶段	第二阶段	第三阶段	第四阶段	最新发展
燃料电池种类	磷酸型	熔融碳酸盐	固体电解质	液碱型	固体聚合物电解质
电解质中的带电体	H <sup>+</sup>	CO <sub>3</sub> <sup>2-</sup>	O <sup>2-</sup>	OH	固体聚合物离子导体
使用的反应物	H <sub>2</sub> (含少量CO)	H <sub>2</sub> , CO	H <sub>2</sub> , CO	H <sub>2</sub>	H <sub>2</sub>
电解质	H <sub>2</sub> PO <sub>3</sub>	Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> + Li <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>	ZrO <sub>2</sub>	KOH	氟碳磺酸盐
可能使用的燃料	甲烷 轻石油 煤气 甲醇	石油 天然气 煤 甲醇	石油 天然气 煤 甲醇	纯氢	纯氢
操作温度(℃)	180~220	~650	~1000	常温~100	常温
发电热效率(%)	约40	45~55	50~60	45~60	65以上
可能投入使用的年限	1980年	1990年以后	1995年以后	1995年以后	2000年前后

结构如图3所示。

各类燃料电池的发展情况如表所列。

以上是80年代初的水平,目前又有新的发展,如采用新型固体聚合物电解质等。中国天津电源研究所、中国科学院大连化学物理研究所等单位,曾研制过燃料电池,为中国的航天事业作出了贡献。

用途 燃料电池除上述直接作为大型民用发电厂外,还可作为贮能、贮电、调峰电厂和能量转换之用。如作为系统负荷平衡调峰站时,可将系统低负荷时的多余电力用于电解水制氢,将氢贮存于金属氢化物贮氢罐内,待到系统高负荷需用大量电能时,则将氢放出,并通过燃料电池产生电能。这就等于在系统高负荷



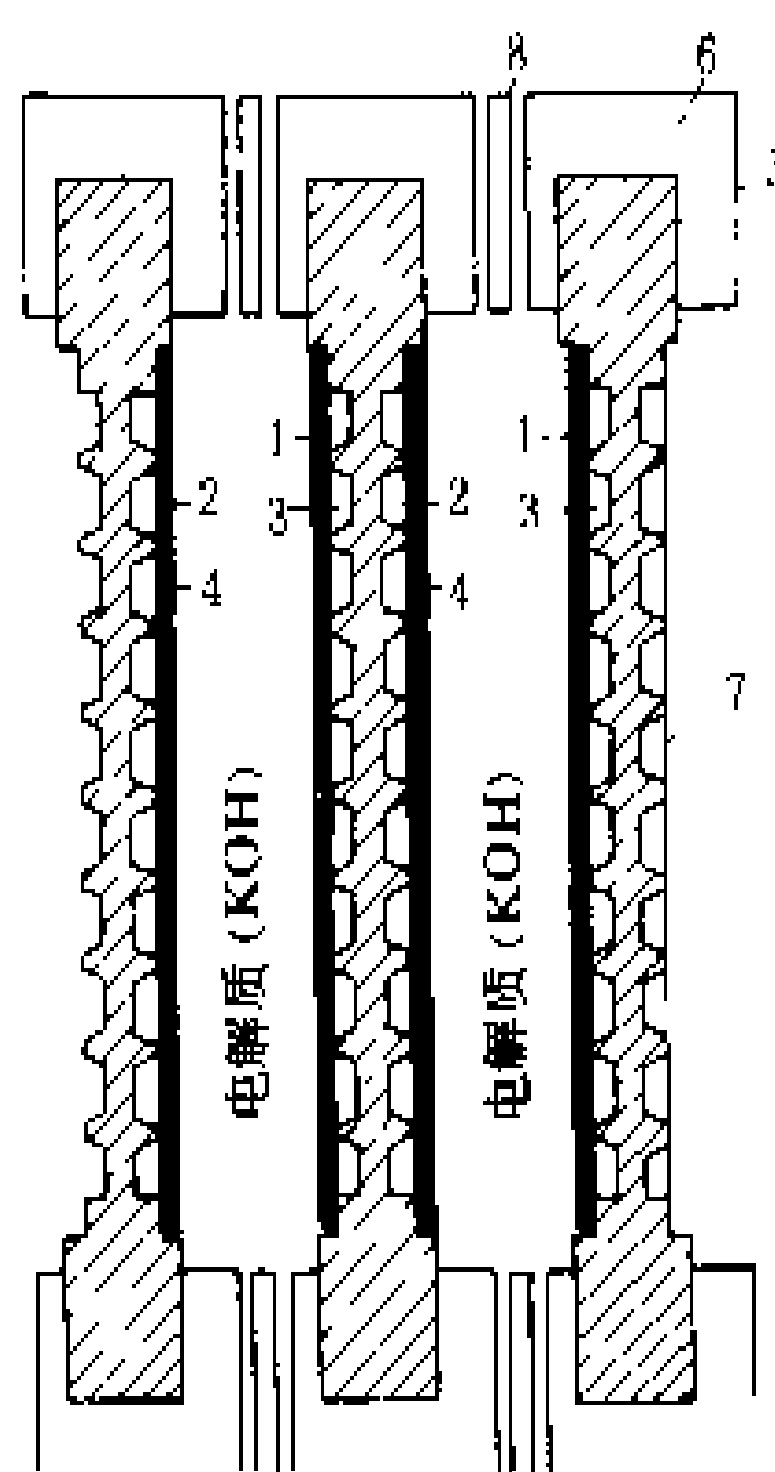


图3 碱性燃料电池内部结构示意图

1—阳极；2—阴极；3—氢；4—氧（空气）；5—导电性隔膜板；6—非导电性框架（带气体和电解质通道）；7—电流集流器；8—橡皮密封件

时增加了一定发电量，而且未消耗其他能源。再则，利用金属氢化物贮氢罐放出的氢，可达99.999%以上的纯度。氢纯度愈高，燃料电池的效率也愈高。

从太阳能、风能、地热能、海洋温差发电产生的电能，均可用此法贮存、转换、调节。美国布鲁凯文国家实验室曾筹建过这种贮电站。

最近，美国、奥地利等国，均在研制燃料电池-氢电动车，此种交通工具没有污染，又没有噪声，效率又高。它是由贮氢罐、燃料电池、电动机直接组成的交通工具，可以说是最理想的

城市交通工具，将有利于解决城市污染问题。

**氢直接产生蒸汽发电** 在联邦德国宇航中心试验室，正在发展一种直接燃烧氢并生成蒸汽的发电方法。这是一种紧凑、高效、无污染的产生蒸汽的新装置，它以按化学比例配合的氢与氧的直接燃烧（最高温度可达2800℃），再加水稀释，以增加热质的流量，并可适当降低温度，使之适合汽轮机的要求。这种发电方法，也是很有发展前途的。

**氢直接作为燃料发电** 在普通内燃机中以氢为燃料，可使内燃机直接带动发电机发电。可分为全氢燃料内燃机发电，或在汽（柴）油中加5%（重量百分比）氢作为燃料开动内燃机发电。后一种方式，可节省汽（柴）油25%~30%，总功率可提高14%。在氢资源有保证且条件允许的情况下，用氢直接作为燃料也是一种很好的发电方法。

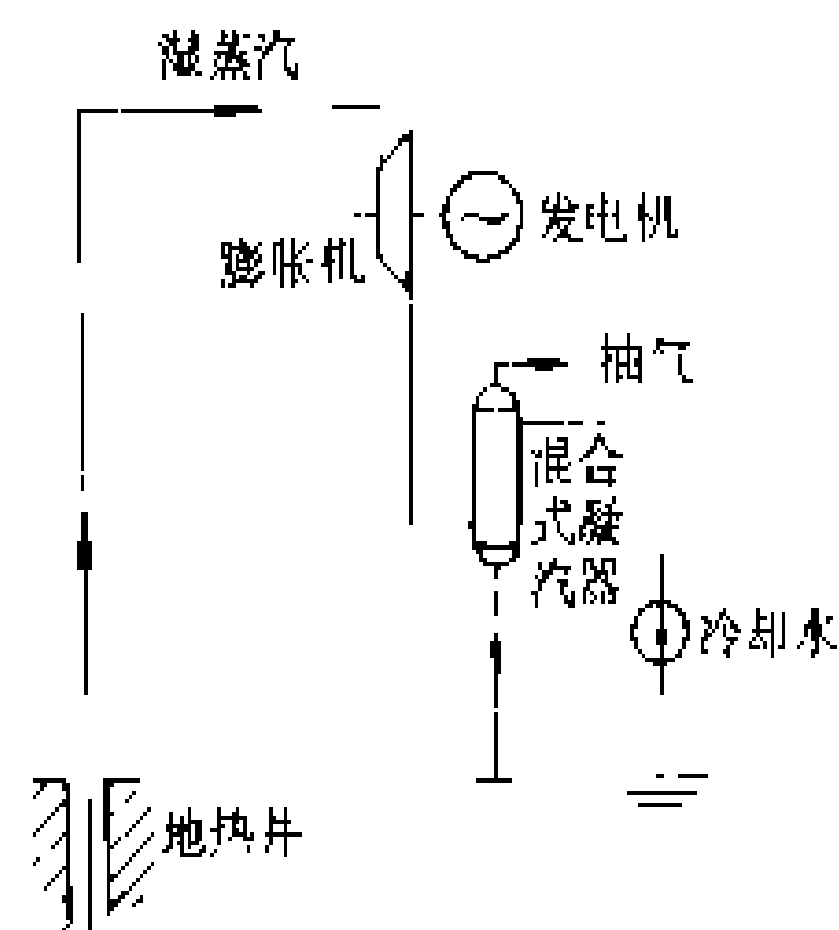
其他如利用金属氢化物制成的氢压缩机，可在较低温度条件下（如100~150℃）就可得到稳定的高压（10.0~15.0MPa）氢气流，并循环运转。高压氢气流可直接带动氢气轮机发电，也是一种有研究价值的发电方法。

（鲍德佑）

quanliushi dire fadian xitong

**全流式地热发电系统** (total flow system for electric power production from geothermal energy)

闪蒸地热发电系统中的一种。它比闪蒸地热发电系统中的单级闪蒸法和两级闪蒸法地热发电系统的单位净输出功率可分别提高60%和30%左右。从现有的地热资源来看，人们对地热发电最有兴趣的地热水温度范围是150~300℃。而水中总溶解固态物(TDS)的范围为0.1%~25%。尽管这种资源构成巨大的能源，但它的发展速度却受到化学成分范围和经济性两个方面的限制。各国地热研究人员正在努力开发新的能源转换系统，其目的就是要增加利用难以利用的流体的机会，并改善利用的经济性。全流式地热发电系统就是这种努力之一。根据热力学原理，由井口状态直接膨胀到废弃状态就有可能将最大份额的可用功转换出来，而扩容系统不论级数多少，总是有部分可用能量随最后一级扩容器分离出来的液体被排掉。全流发电系统就是试图将来自地热井的地热流体（不论是水或是湿蒸汽）通过一台特殊设计的膨胀机，使其一边膨胀一边做功，最后以汽体的形式从膨胀机的



螺旋转子膨胀机

排汽口排出。为了适应不同化学成分范围的地热水，特别是高温高盐的地热水，膨胀机的设计应该具备这种适应能力。图中所示的螺旋转子膨胀机发电系统是具有这种性能的试验机组之一。流体由膨胀机的喷嘴调节阀进入高压汽室，当转子旋转时，高压汽室逐渐加长，体积不断增大，地热流体就依次通过由一对双相流体啮合转子所构成的通道不断膨胀，直至排出。流体在这对转子间的有效体积膨胀产生了有用功。这种装置结构很简单，而且由于两个转子之间以及转子与壳体之间进行相对运动而具有自清洁作用。为了获得全流系统的优越性能，膨胀机的效率必须达到70%以上，但目前的实验机组看来还没有达到这一指标。因此，虽然从这一概念的提出到现在已有近20年的时间，全流地热发电系统仍未进入商业应用的阶段。

（蔡义汉）

# R

ranhao

**燃耗** (burnup) 反应堆运行期间原子的感生核变换。在反应堆内,由于可控制的自持链式反应,大量的易裂变同位素核(如 $^{235}\text{U}$ )发生裂变,从而释放出裂变能(见裂变反应)。以 $^{235}\text{U}$ 为燃料,热功率1MW的反应堆运行一天,反应堆中有1.28g的 $^{235}\text{U}$ 消耗掉,其中约1.08g的 $^{235}\text{U}$ 的核发生裂变,其余 $^{235}\text{U}$ 的核俘获中子而转换为 $^{236}\text{U}$ 。燃耗对反应堆堆芯寿期、控制调节均有重要影响。在计算堆芯寿期,确定堆芯燃料装载量时,必须计及燃耗过程引起的反应性变化;在确定堆芯换料方案时,必须保证由燃耗引起的堆芯功率分布变化不致引起堆芯热工参数超过限值。确定最佳的燃料辐照深度和换料方案是降低核电成本的重要关键之一。所以,燃耗问题的分析与研究是核电厂设计、运行中一个重要问题。

**燃料计算** 燃耗过程的分析,包括堆芯寿期内反应堆中子通量密度(功率)分布和燃料成分随时间(辐照)变化的计算。在运行过程中,燃料成分随时间的变化引起了堆芯反应性随时间(辐照)的变化。为了维持反应堆在稳定功率下运行,必须不断地调节堆芯的有效增殖系数,以使反应堆处于临界状态并具有稳定的功率分布。通常,压水堆主要靠改变溶于冷却剂(水)中的硼浓度进行这类调节。在进行燃耗过程的分析计算时,把堆芯寿期分成为若干个燃耗间隔。在每个间隔内可以近似地认为反应堆内中子通量密度或功率分布保持不变。利用反应堆设计提供的基本参数(如燃料组

件结构,燃料的富集度和元件的直径,包壳厚度,燃料组件中可燃毒物棒数目等),对每个燃耗间隔进行三种计算。

(1) 根据每个燃耗间隔初始时刻堆芯各区的燃料成分,计算各区的热中子和快中子能谱,从而得到各区少群(或多群)群常数,包括平均中子扩散参数以及燃料中重同位素的平均中子微观俘获截面和裂变截面等。

(2) 利用求得的堆芯各区的少群群常数,求解少群(或多群)中子扩散方程,可以得到保证反应堆处于临界状态所需要的控制量,例如压水堆冷却水中的临界硼浓度,以及在此状态下反应堆中的功率分布(中子通量密度分布)。

(3) 计算堆芯各区内各种燃料重同位素的核密度随时间(辐照)的变化。这种变化与所采用的燃料循环类型有关。图1表示出铀—钚燃料循环同位素链。铀—钚燃料循环也有类似的重同位素链。

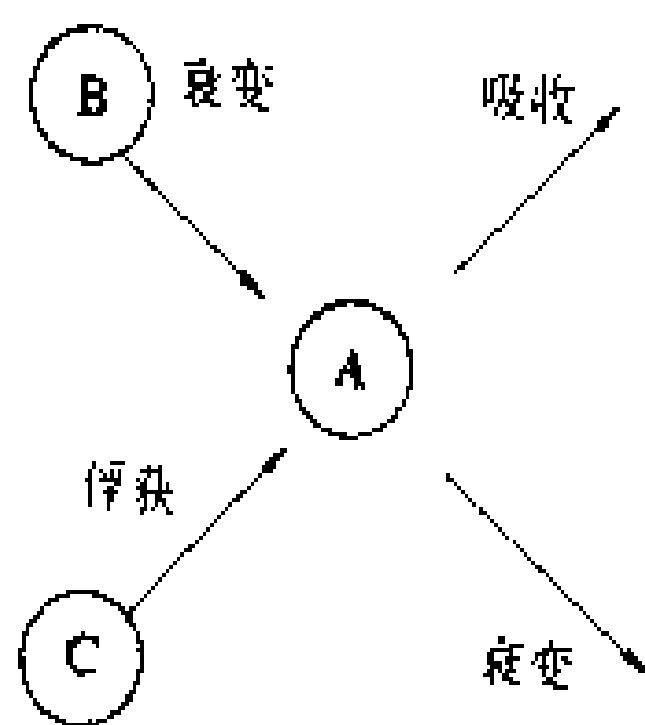


图2 重同位素转换过程

图2表示重同位素A的产生与消失的典型情况。同位素C和B分别通过俘获中子和衰变过程形成同位素A,而同位素A又可以通过吸收中子和衰变而消失。裂变同位素吸收中子后既有可能俘获中子转换成另一种同位素,又有可能发生核裂变。

**重同位素的燃耗方程** 表示同位素链中各种重同位素的核密度随时间变化的微分方程。具体表示如下

$$\frac{dN_A(\vec{r}, t)}{dt} = -\lambda_A N_A(\vec{r}, t) - [\sum_g \sigma_{ag}^A \phi_g] N_A(\vec{r}, t) + \lambda_B N_B(\vec{r}, t) + [\sum_g \sigma_{ag}^C \phi_g] N_C(\vec{r}, t) \quad (1)$$

式中 $\lambda_A$ 、 $\lambda_B$ 分别为同位素A、B的衰变常数。 $-\lambda_A N_A(\vec{r}, t)$ 是A种核由于放射性衰变而引起的损失率。 $\lambda_B N_B(\vec{r}, t)$ 是B种核衰变而形成A种核的产生率。右边第二项表示A种核由于各个能群(g)中子的吸收核反应引起的损失率。式中 $[\sum_g \sigma_{ag}^C \phi_g] N_C$ 表示C种核俘获中子转换成A种核的产生率。式中中子通量密度和核密度均系空间坐标和时间的函数。针对具体的核燃料循环,如图1所示的铀—钚燃料循环的同位素链,各种重同位素核的燃耗方程可以用下述联立方程组表示

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j=1}^i A_{ij} N_j, \quad i=1, 2, \dots, 10 \quad (2)$$

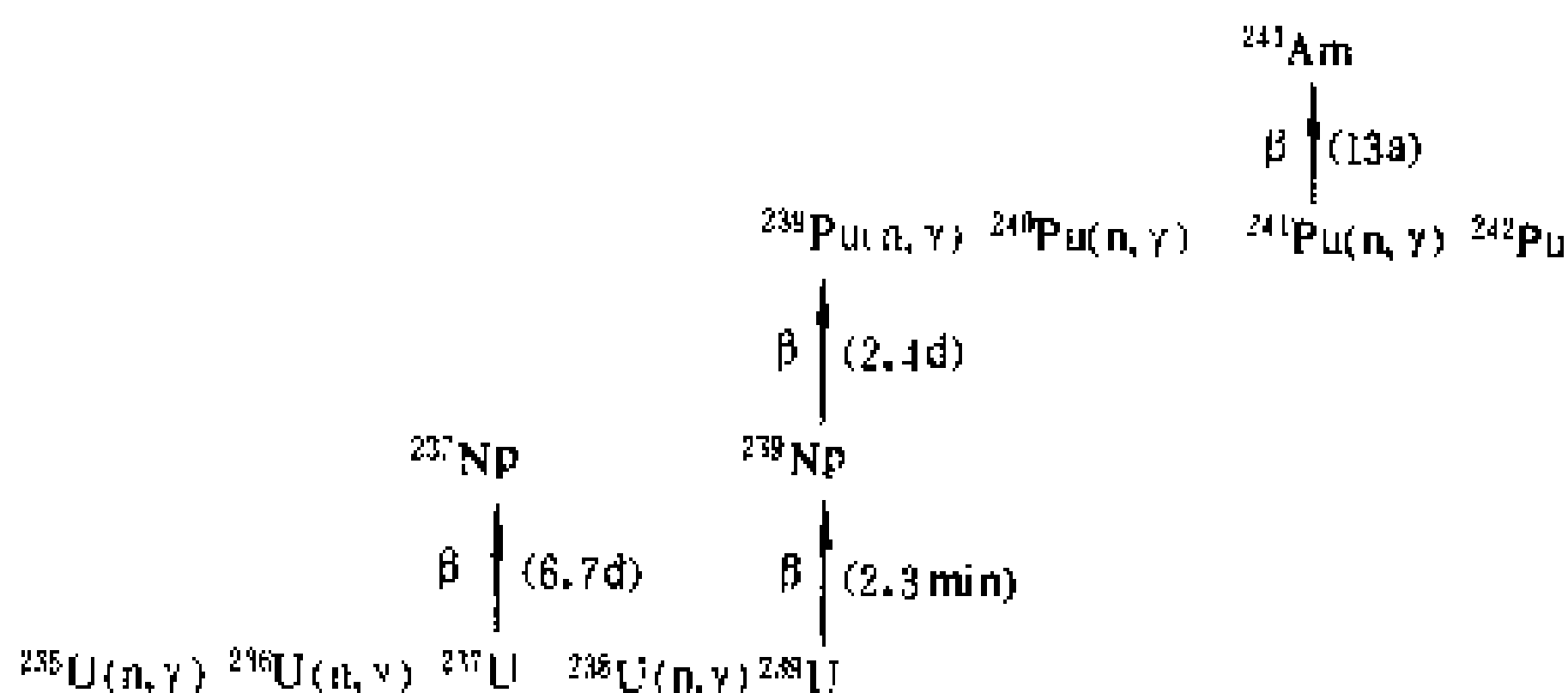


图1 铀—钚燃料循环同位素链



式中  $A_{i,j}, A_{i,j-1}$  分别由  $\sum_{g=1}^G \sigma_{g,i} \phi_g, \lambda_i, \sum_{g=1}^G \sigma_{g,i-1} \phi_g$  及  $\lambda_{i-1}$  决定。方程组既可用数值方法求解,也可以用解析方法求解。方程组 (2) 具有以下形式的解析解

$$N_i = \sum_{j=1}^i C_{i,j} \exp (A_{i,j} \tau) \quad (3)$$

式中  $\tau=t-t_1$ , 而  $t_1$  为燃耗间隔起始时间,  $C_{i,j}$  由燃耗间隔初始时刻各种同位素核密度及  $A_{i,j}, A_{i,j-1}$  决定。利用此式可以得到燃耗间隔末核燃料中各种重同位素的核密度。进一步,利用这些核密度值作为下一个燃耗间隔计算的初始值,可以对下一个燃耗间隔进行上述三种计算。这些步骤重复下去便可得到核燃料中各种重同位素核密度随时间 (辐照) 的变化。

**燃耗深度** 表示反应堆燃料燃耗的程度的物理量。燃耗深度有三种度量方式: ①对动力反应堆,通常以单位质量核燃料所释放的能量来度量燃耗深度,即,  $a_1 = \frac{P \cdot t}{W_U} MW \cdot d/tU$ , 式中  $W_U, P, t$  分别为核燃料 (铀) 的质量,  $tU$ , 反应堆的热功率,  $MW$ , 燃耗的时间,  $d$ 。②以燃耗掉的裂变同位素质量  $W_B$  和装载的裂变同位素质量  $W_U$  的比值来度量,即,  $a_2 = \frac{W_B}{W_U} \times 100\%$ 。③以燃耗掉的裂变同位素质量  $W_B$  (kg) 对装载的燃料质量  $W_U$  (tU) 的比值来度量,即,  $a_3 = \frac{W_B}{W_U} kg/tU$ 。燃耗分析计算中,常根据工程设计经验将压水堆的堆芯寿期,按燃耗深度 ( $MW \cdot d/tU$ ) 分为若干燃耗间隔,如 (0, 500, 1000, 2000, 4000, ..., 40000, 42000)。设反应堆以满功率运行,则可由  $\Delta t = \frac{W_U \Delta E}{P}$  来确定一个燃耗间隔对应的燃耗 (辐照) 时间。其中,  $\Delta E$  是燃耗 (辐照) 间隔,  $MW \cdot d/tU, W_U$  是堆芯中核燃料 (铀) 的装载量,  $tU, P$  是堆的热功率,  $MW, \Delta t$  是燃耗 (辐照) 时间,  $d$ 。燃料元件成本昂贵,为提高经济性,在燃料辐照性能条件允许下,卸出堆芯的乏燃料,应具有合适的燃耗深度,以目前的压水堆核电厂为例,燃耗深度大都在  $35000 \sim 40000 MW \cdot d/tU$  之间。

(张育曼)

ranliao (bang) baoqiao cailiao

**燃料 (棒) 包壳材料** (fuel (rod) cladding materials) 用于包覆燃料 (棒) 芯块,使其与冷却剂隔绝的材料。包壳的功能: ①防止燃料 (棒) 芯块与冷却剂直接接触,避免燃料芯块发生腐蚀破坏;②容纳燃料的裂变产物,防止裂变产物污染冷却剂;③保持燃料的形状和尺寸的稳定性。所以,要求包壳材料具有以下特性: ①低的热中子吸收截面 (特别是对热中子反应堆) 和低的核辐照后感生放射性; ②与燃料芯块相容; ③与冷却剂相容,有良好的长期耐腐蚀性能; ④良好的导热性能; ⑤合适的强度和塑性; ⑥良好的热稳定性和辐照稳定性; ⑦良好的加工性能。符合以上要求,适合作燃料包壳材料的有铝合金、镁合金、不锈钢及锆合金。

铝及其合金由于其低的热中子吸收截面,较好的耐水腐蚀性能,良好的加工性能,而广泛地被用于低温水冷反应堆,尤其是以天然铀为燃料的热中子反应堆。中高温水冷动力堆的燃料包壳早期普遍采用 18-8 型不锈钢,它具有好的抗氧化和耐腐蚀性能,良好的力学性能和加工性能,虽然其热中子吸收截面相对较大,但对以富集铀为燃料的反应堆仍然适用。60 年代末,70 年代初,为了提高中子经济性,水冷动力堆燃料包壳开始采用锆合金,这比用不锈钢包壳的,其燃料富集度可降低 1% 以上,或其燃耗可加深  $10000 MW \cdot d/tU$ 。堆用锆合金主要为锆锡合金,开始主要为 Zr-2 合金。由于锆合金有腐蚀吸氢和氢脆的问题,所以后来在 Zr-2 合金的基础上发展了 Zr-4 合金,这在解决吸氢问题方面有大幅度改进, Zr-4 合金的其他性能与 Zr-2 合金相同。另外,还有锆铌合金,其热中子吸收截面较低、耐腐蚀性能良好、机械性能适中。目前压水堆普遍采用 Zr-4 合金作燃料包壳,沸水堆则采用 Zr-2 合金。现在,不锈钢主要用作快中子增殖堆的燃料包壳。表中为几种主要燃料包壳材料的性能和用途。

几种燃料包壳材料的性能和用途

材料名称	锆合金	不锈钢	铝合金	镁合金
典型牌号	Zr-2, Zr-4	316	2S	Magnox
主要成份	Zr, Sn	Fe, Cr, Ni	Al, Si, Fe	Mg, Al, Be
密度 (kg/m <sup>3</sup> )	6550	8000	2700	1740
熔点 (°C)	1700~1800	~1400	660	650

续表

材料名称	锆合金	不锈钢	铝合金	镁合金
热中子吸收截面 ( $\sigma_a$ ) (barn)	0.24	2.9	0.27	0.059
耐腐蚀性	优 360℃水中腐蚀速率 小于0.01mm/a	优 360℃水中腐蚀速率 小于0.01mm/a	水中150℃以下耐 腐蚀,250℃以上很快 腐蚀	水中耐腐蚀性差
机械性能 $\sigma_b$ (N/mm <sup>2</sup> ) $\sigma_{0.2}$ (N/mm <sup>2</sup> ) $\delta$ (%)	退火或消除应力,380℃ — >120~314 >10~30	冷作 540℃ — 415~585 >5	315℃ 20 — 90	350℃ 25 — 60
热膨胀系数 (mm/mm)	$4.5 \times 10^{-6}$	$16.6 \times 10^{-6}$	$23.5 \times 10^{-6}$	$25.4 \times 10^{-6}$
热导率 [W/(m·℃)]	16.3	16.3	142.4	117.2
用途和特点	用于水冷动力堆(压水堆、沸水堆、重水堆、石墨水堆)。燃料包壳一般Zr-4用于压水堆,Zr-2用于沸水堆。苏联压水堆用Zr-1Nb合金。在455℃蒸汽或360℃水中长期使用。Zr-4的吸氢速率是Zr-2的1/2~1/3	用于快中子增殖堆的燃料包壳	用于低温水冷反应堆的燃料包壳。工作温度100~150℃	用于气冷反应堆的燃料包壳。工作温度不高于550℃

(刘嘉锐)

ranliao yuangjian posun jiance

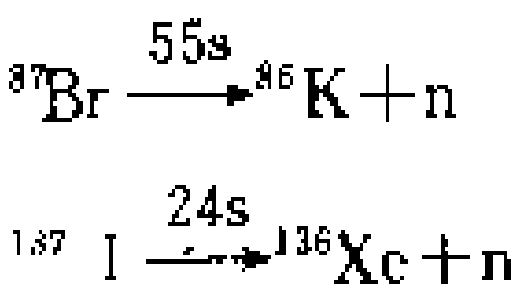
**燃料元件破损监测** (monitoring of failed fuel element) 核电厂运行期间对燃料元件包壳进行的完整性与密封性的监督与测量。监测方法的基本原理是探测燃料元件包壳破损后,逸入冷却剂中的裂变产物的放射性浓度。由于燃料元件包壳材料及在制造过程中可能有微量的铀沾污,所以在运行开始时,将测量到的冷却剂放射性浓度作为本底,作为以后比较的基础。测量方法有二类:①冷却剂取样分析和②在线测量冷却剂放射性浓度。

**冷却剂取样分析** 核电厂中定期从冷却剂中取样送到放化实验室进行分析。分析的裂变核素有:<sup>131</sup>I、<sup>137</sup>Cs、<sup>144</sup>Ce和<sup>90</sup>Sr等。观察其数值是否高于本底。通常还用测量冷却剂中<sup>131</sup>I与<sup>133</sup>I含量之比来确定元件是否破损。取样分析是最可靠和最精确的方法。当在线仪表有破损指示时,仍需取样分析作为复核。这种方法虽较繁琐,且不能连续监测,但确是不可少的。

**在线监测** 方法有多种,且不断在发展中。

**缓发中子监测方法** <sup>235</sup>U核裂变时,裂变产物中

的<sup>87</sup>Br与<sup>137</sup>I分别以55s和24s的半衰期衰变,并放出缓发中子



因此用外包有石蜡等慢化材料的BF<sub>3</sub>计数管或裂变电离室,来测量<sup>87</sup>Br和<sup>137</sup>I放出的缓发中子,由此监督元件有无破损。此种方法灵敏度较高,但由于BF<sub>3</sub>受γ本底影响很大,所以实际应用中误差很大。

**总γ探测方法** 用盖革-米勒计数管测量冷却剂中放射性核素发射时的γ射线变化来判断燃料元件有无破损,称之为总γ法。核电厂正常运行时,仪表指示一个本底值。一旦燃料元件有破损,冷却剂中的放射性浓度会明显增加,运行人员能根据报警装置指示观察到燃料元件破损的发展情况。必须注意,随着冷却剂中腐蚀产物的增加,本底值也增加。为了降低冷却剂中短半衰期<sup>16</sup>N(半衰期为7.2s)的影响,冷却剂必须经过2~3min的时延后,进行测量。对于压水堆,一般可将探测器安装在接近化容系统下泄管线处,并对探测器加以屏蔽,以降低环境的影响。

由于设计中所采用的破损率难以定量测定,现已不用破损率这一概念,而是采用冷却剂的放射性水平(包括腐蚀产物的贡献)作为依据。对放射性水平规定限值,超过限值时,必须限制运行或停堆。

(居玉鑫)

ranliao zhuangxie banyun xitong

### 燃料装卸搬运系统 (fuel handling system)

新燃料组件进入反应堆厂房至乏燃料组件运出反应堆厂房的过程中所进行的燃料组件的搬运、贮存、倒换、检验、修理等一系列操作所需要的装备的组合。

对压水堆采用定期停堆装换燃料方式。受到过辐照的燃料组件的放射性很强,其操作、运输、贮存和检验等过程需在水下进行。要求水层有足够的厚度,这样,一方面水层可以对中子与 $\gamma$ 射线起屏蔽作用,另一方面透过水层可以观察有关操作过程。为保证换料时堆芯处于次临界状态,在水中需加入硼酸。一般要求停堆时的换料水池内水中的硼酸浓度在2000ppm以上。压水堆燃料组件在堆芯中为竖直状态,相邻组件间的间隙约1mm。为此,在操作过程中需对其精确定位。

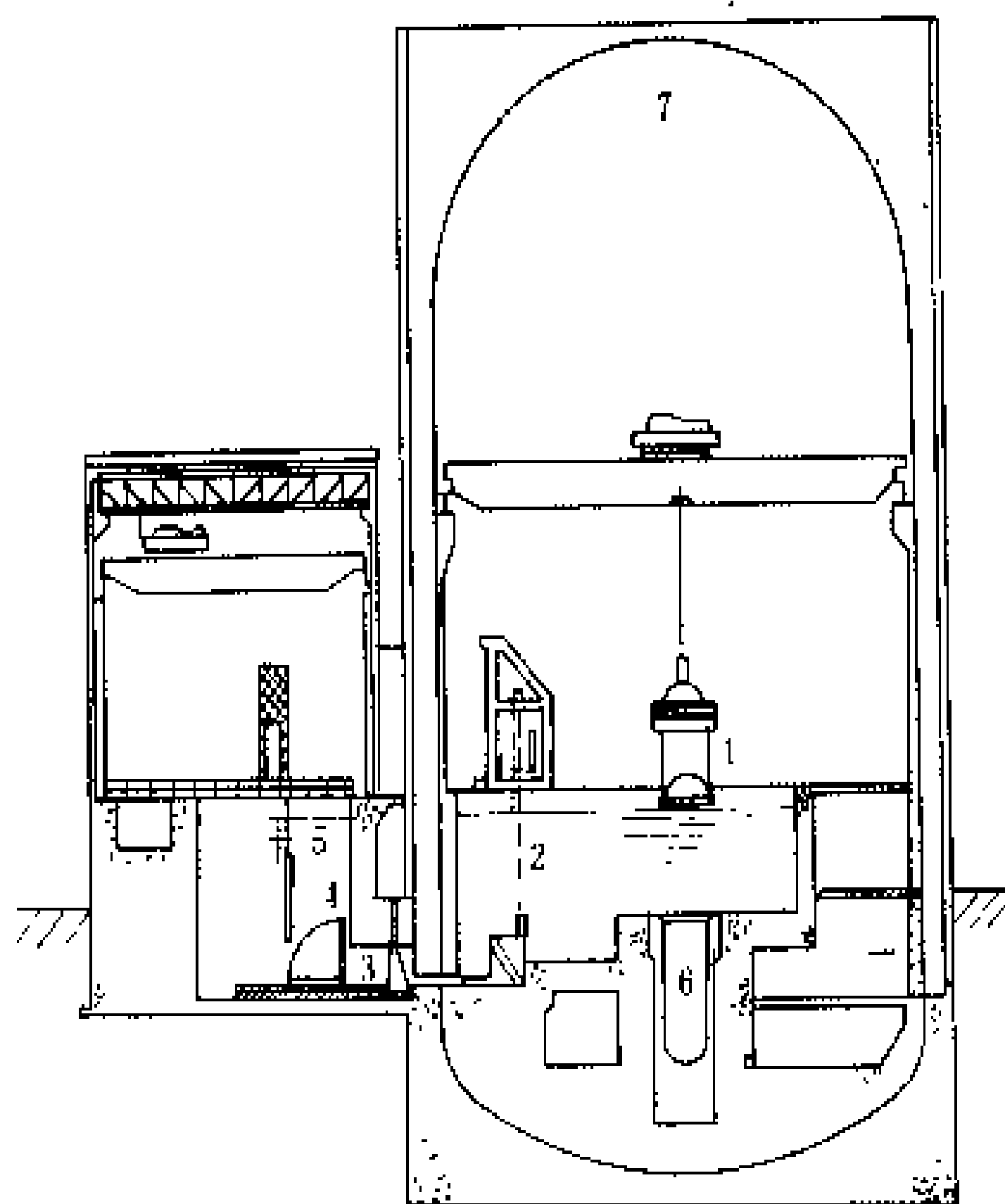
新燃料的检查和贮存于燃料厂房内进行;乏燃料的检查和贮存则在燃料厂房的乏燃料水池中进行。反应堆装换料在安全壳内的换料水池中进行。燃料厂房和安全壳之间设有水下运输通道(见图)。在有些压水堆核电站中将换料水池和乏燃料贮存池都设在安全壳内。

主要设计要求有:①受到过辐照的燃料组件的装卸操作需在水下进行,乏燃料贮存池,冷却和净化系统应能有效地排出燃料的剩余衰变热,并保持足够的池水透明度;②在正常情况下,操作人员所接受的放射性剂量率要求小于25mSv/h,为此,装换料操作应在停堆七天后进行,要求燃料活性段上部水屏蔽层厚度大于7m;③对乏燃料组件贮存能力,应考虑堆芯换料周期,每次卸料组件数目及乏燃料发运周期,一般考虑可贮存10年以上的卸料;④无论处于运输状态,还是贮存状态,新、乏燃料组件的贮存架,连同其燃料组件分别所形成的中子增殖系统,都被按最高浓度的燃料组件被纯水淹没情况进行考虑,要求其有效增殖系数低于0.90,以保证其操作过程中始终不出现临界或超临界事故;⑤要求对所有燃料操作设备都采取措施,以防止在运输过程中发生燃料组件跌落或卡住事故。各个燃料操作设备之间要有可靠的联锁装置以防发生误操作而损坏燃料组件;⑥要求所有燃料操作设备在发生安全停堆地震时,都不会因设备失灵而损坏燃料组件;⑦对所有燃料操作设备的设计及材料,要考虑其环境条件(如含硼水、温度等),并考虑远距离装卸、维修、

存放及清洗操作的方便;⑧对乏燃料贮存水池和下水运输通道要采取水封隔离措施,以防漏水。水池中要设置检漏系统;⑨乏燃料贮存水池和贮存架的设计,要求能承受正常载荷加安全停堆地震载荷,以防止其荷载能力不足而造成对燃料的损坏;⑩对乏燃料运输、贮存、检验时,要求对其有足够的冷却能力,以防止燃料组件过热。

燃料装卸系统主要设备包括:①装卸料机,用于装入、卸出和倒换堆芯燃料组件。要求能在水深12m处精确定位、抓取、升降燃料组件,并且有起重、失重自动保护联锁等安全措施。②水下运输通道,用于连通安全壳换料水池和燃料厂房。③水下倾翻机和运输小车,实现安全壳和燃料厂房之间新、乏燃料垂直吊装、水平运输的机构设备。④燃料组件破损检验装置,检测卸出的燃料组件,并对其作必要的处理。

燃料运输系统主要设备有:①燃料抓取机:用于燃料贮存厂房内燃料装卸和运输操作;②乏燃料贮存格架:位于水池下部,用以容纳辐照后高放射性燃料组件;③燃料厂房吊车:主要用于吊运和操作新、乏燃料运输容器,同时也可进行各种起重操作。由于装卸运输系统在含硼水中操作,除吊车外其他设备均需用不锈钢材料制造。



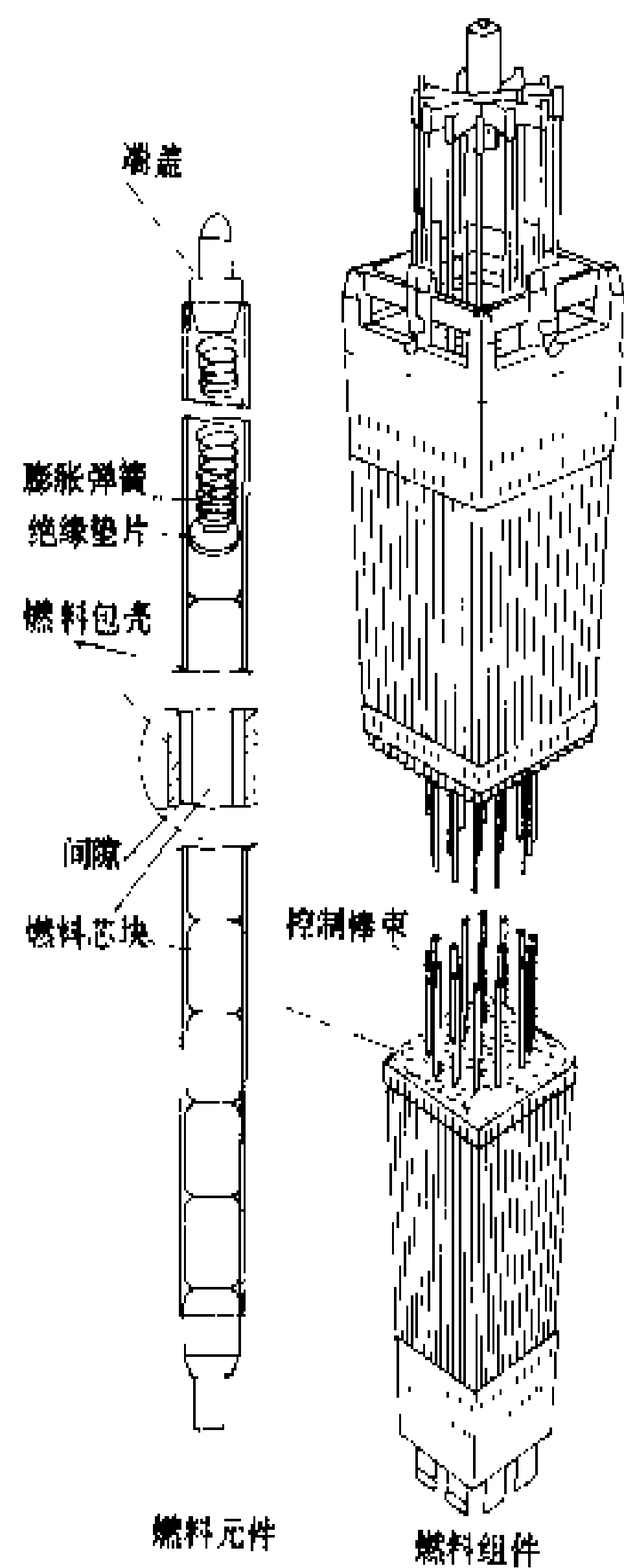
燃料操作厂房布置图

1—起重压力壳盖;2—装卸料机;3—运输管道;4—运输小车(翻转机);5—装卸料桥吊;6—堆芯;7—安全壳

(杜圣华)

ranliao zujian

**燃料组件 (PWR fuel assembly)** 压水堆内以热能形式释放核能的部件。由燃料棒、定位格架和骨



压水堆燃料组件

架组成，典型的 17 × 17 型燃料组件见图。燃料组件在反应堆中长期处于高温、高压、含硼水、强烈中子辐照、腐蚀、冲刷及水力振动等苛刻条件下工作。因此，它的性能直接关系到反应堆的安全性、经济性和先进性。

**燃料棒** 由用二氧化铀烧结的燃料芯块、锆-4 合金包壳管、三氧化二铝隔热片和压缩弹簧组成。其结构为：两端呈碟形的圆柱形芯块填装在锆合金管内，上端留有轴向空腔，以容纳裂变气体和补偿芯块轴向热膨胀；腔内设有弹簧以压紧芯块，用以防止窜动；燃料棒

内充以压力约 2MPa 的氦气，用以提高锆合金的抗压塌能力和改善燃料棒传热性能。

**定位格架** 是使燃料棒分隔和定位的重要构件（见压水堆燃料组件图）。它是采用镍基合金或锆合金条带、镍基合金弹簧夹的双金属定位格架。格架对燃料

棒既有一定夹紧力又允许燃料棒轴向自由膨胀。这种燃料组件设有 24 根控制棒导向管和一根中子通量密度测量管，264 根燃料棒。整个组件沿高度方向设置有八层弹簧定位格架，导向管、中子通量密度测量管与定位格架和上下管座等部件连接成燃料组件的骨架，以保持燃料组件有足够的强度与刚度，和可以承受 6g 的重力加速度与控制棒快插所引起的冲击载荷，并准确导向。上、下管座设有定位销孔，燃料组件装入堆芯时依靠这些定位销孔与堆内支承结构配合，使燃料组件准确定位。上管座装有压紧弹簧，将燃料组件压紧在上、下栅板之间，以防止冷却剂流动造成其上、下窜动；同时补偿反应堆内结构部件的热膨胀差，并减少作用在燃料组件上的冲击载荷。

早期用于核潜艇上的压水堆燃料组件采用高富集度铀的板状元件。60 年代初，陆上核电厂压水堆中采用不锈钢包壳，低富集度铀的燃料棒，棒之间采用不锈钢金属环定位；后改为带弹簧薄片的定位格架，燃料组件带有不锈钢外盒，这种结构对十字型控制棒起导向作用；60 年代末，核电厂压水堆改用束棒型控制棒，将控制棒吸收体以单根细棒形式均匀地分布在燃料组件中，从而改善了中子通量密度分布；燃料棒的包壳材料改用锆合金，减少了反应堆内的中子有害吸收，提高了核燃料的有效利用。70 年代初，在燃料棒中充以一定压力的氦气，进一步改善燃料棒的使用性能；同时，在燃料组件中改用锆合金导向管，进一步减少了堆内中子有害吸收。目前，压水堆的燃料组件普遍采用低富集度铀，新型弹簧定位格架，束棒无盒组件。各国正在研制、设计改进型燃料组件，它的平均燃耗可达 45000 MW · d/tU，最大燃耗可达 60000 MW · d/tU。

压水堆燃料组件发展主要性能见表。

压水堆燃料组件发展主要性能表

型 式 代表性核电厂	第一代	第二代	第三代	第四代	第五代	第六代
项 目	Yankee	Trino	Connectiht Yankee	Beznau	Sequoyah	Tricastin
建成日期 (年)	1960	1965	1967	1970	1975	1984
热功率 (MW)	485	825	1473	1130	3411	2775
平均功率密度 (kW/L)	75	64.4	61.2	77.9	104	105
最大热负荷 [W/(h · m <sup>2</sup> )]	14.069 × 10 <sup>5</sup>	13.22 × 10 <sup>5</sup>	13.785 × 10 <sup>5</sup>	16.088 × 10 <sup>5</sup>	11.987 × 10 <sup>5</sup>	
平均热负荷 [W/(h · m <sup>2</sup> )]	3.375 × 10 <sup>5</sup>	4.069 × 10 <sup>5</sup>	4.258 × 10 <sup>5</sup>	4.952 × 10 <sup>5</sup>	6.845 × 10 <sup>5</sup>	5.994 × 10 <sup>5</sup>
热容系数 (F <sub>0</sub> /F <sub>ΔH</sub> )	2.46/2.56	3.25/2.11	3.25/2.11	3.25/1.88	3.05/1.58	2.2/1.55
最小烧毁比	>2.0	2.4	2.00	1.94	2.00	1.90
燃料棒最大线功率密度 (W/cm)	380.48	406.72	452.64	541.2	616.64	413.28

续表

型 式 项 目 代 表 性 核 电 厂	第一代	第二代	第三代	第四代	第五代	第六代
	Yankee	Trino	Connectiht Yankee	Beznau	Sequoyah	Tricastin
燃料芯块	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
直径×高度						8.197×13.46
形状	圆柱	圆柱	碟形端面	碟形端面	碟形加倒角	碟形加倒角
棒外径 (mm)	8.65	9.8	10.4	10.72	10.72	9.5
包壳材料	348S.S	304S.S	304S.S	锆-4 合金	锆-4 合金	锆-4 合金
包壳厚度 (mm)	0.533	0.36	0.46	0.65	0.65	0.57
冷气隙 (mm)	0.01	0.011	0.011	0.0165	0.019	0.0165
燃料棒有效长度 (mm)	2340	3750	3050	3050	3660	3660
棒间距 (mm)				14.3	14.3	12.6
燃料棒排数	有盒组件	15×15	15×15	14×14	15×15	17×17
组件中燃料棒数		204	204	179	204	264
导向管数		21	21	17	21	25
导向管材料	不锈钢	不锈钢	不锈钢	不锈钢	锆合金	锆合金
定位格架材料	不锈钢	不锈钢	镍基合金	镍基合金	镍基合金	锆合金
每个组件格架数目	6	7	7	7	8	8
组件外部尺寸 (mm)		214×214	214×214	214×214	214×214	214×214
初始燃料浓度 (% <sup>235</sup> U)	3.4/2.63	2.73/3.21/3.0	3.4/3.8/4.2	2.3/2.5/2.35	2.2/2.7/3.2	1.9/2.6/3.2
平均燃耗 (燃料/平衡) (MW·d/tU)	7830/15000	13000/	12000/21800	13000/21800	13780/24000	/35000

(杜圣华)

ranliao zujian fuzha xingneng

**燃料组件辐照性能** (irradiation performance of fuel assembly) 泛指在反应堆运行工况下,构成燃料组件的燃料棒、定位格架等部件抵抗微观组织和宏观性状变化的性能。燃料组件在动力堆内使用时要经受 2200~2600K 高温和 10<sup>3</sup>~10<sup>4</sup>K/cm 温度梯度的作用、强中子通量密度〔约 10<sup>13</sup>n/(cm<sup>2</sup>·s)〕的照射和高速(约 5m/s)冷却剂的冲刷,同时,燃料内部也会产生大量的气态和固态裂变产物。伴随着包壳和燃料本身众多的结构缺陷的形成以及燃料内组分的扩散迁移,燃料组件将发生诸如燃料和包壳的外形尺寸变化,燃料棒内压增加和内壁腐蚀,定位格架发生弹性松弛和磨蚀,以及燃料结构和成分重布等现象。燃料组件的辐照性能直接影响到燃料组件在运行中的物理和热工水力特性。在瞬时功率剧增和冷却剂丧失条件下,可能酿成燃料熔化、包壳破损和格架失效等严重事故。可见燃料组件的辐照性能是影响核电厂负荷因子

和延长燃料的卸料燃耗的重要因素。目前动力堆燃料组件的设计平均燃耗仅为 33000MW·d/tU,以求燃料棒的目标破损率不超过 0.01%~0.02%。

燃料组件的辐照性能与其选用的材料及结构形式有关,随反应堆堆型而异。在反应堆发展初期,研究堆和生产堆都采用柱状的铝包壳金属铀燃料元件。这类元件在中子辐照下发生严重的长大和肿胀,其可达燃耗很低。以后试图通过β相淬火或采用γ相合金提高其尺寸稳定性,终究未能得到根本性的改善。到了 60 年代,开发了以二氧化铀为主的陶瓷核燃料,锆基合金的包壳材料及镍基合金的格架。由于它们有较好的辐照稳定性和较高的熔点,使这类燃料组件的卸料燃耗得以从 14200MW·d/tU 大幅度地提高到 33000MW·d/tU。预计在 90 年代后期,典型的压水堆燃料组件将运行在平均燃耗 45000~50000MW·d/tU 下。目前绝大多数动力堆〔包括 PWR, BWR 和 PHWR (Candu)〕均采用这类燃料组件。转换堆和快中子增殖

堆则用 (U, Pu) O<sub>2</sub> 燃料和不锈钢包壳构成六方形燃料组件, 可在更高温度下运行并达更高燃耗。

压水堆燃料组件由燃料、包壳、定位格架和上下管座组成。辐照性能主要体现在前三种部件上。

二氧化铀芯块的辐照性能主要表现在辐照密实、辐照肿胀、裂变气体释放、重结构效应、辐射状开裂等问题上。

(1) 辐照密实: 在中子作用下发生裂变, 燃料-二氧化铀中产生气态和固态裂变产物。同时中子和裂变产物在二氧化铀晶格内, 特别在原始气孔表面形成结构缺陷(空位等)。随着燃耗的增加, 裂变产物和晶格缺陷大量积累, 使燃料产生明显的尺寸不稳定。空位在热激活作用下向晶界扩散, 燃料物质发生反向迁移, 使气孔消失, 导致燃料基体的体积缩小而密度增加, 此现象称为辐照密实, 一般发生在几千~2 万 MW·d/tU 燃耗。试验表明, 辐照密实常发生在低密度(90%~92% 理论密度)、原始小气孔(<2μm) 体积份额大和晶粒度较小(3~4μm) 的二氧化铀芯块。对应的稳定燃料特征为初始密度大于 95% 理论密度, 小于 2.5μm 的气孔体积要少, 平均晶粒度要大于 8μm。燃料密实的后果是造成在高裂变位置元件包壳的塌陷; 遇到燃料柱下沉时, 芯块柱出现不连续, 由包壳塌陷形成包壳压扁; 降低间隙导热, 使燃料温度上升。这种事故在 70 年代初在几个压水堆核电厂屡屡发生。以后采用高密度芯块, 棒内充 1~2MPa 氦气避免了事故发生。

(2) 辐照肿胀: 气态和固态裂变产物在晶格内的积聚是二氧化铀芯块发生辐照肿胀的根源。气态裂变产物(Kr、Xe) 在二氧化铀晶格内的溶解度小, 在缺陷处(位错、晶界) 形成气泡。在温度梯度和应力梯度的驱动下, 它们通过表面扩散、蒸发和凝聚等方式而聚合, 其体积大于单个气泡, 由此引起燃料肿胀。这部分肿胀与燃料温度和燃耗有关。固态裂变产物随燃耗单调增加, 故每种裂变产物原子所占据的体积(即肿胀) 可根据其浓度和结晶学数据及它们的化学状态计算出来。大约每增加 1% (原子), 体积肿胀 0.3%~0.9%。燃料的辐照肿胀可由内部气孔来调节。为此在制造时保存一定比例的大气孔以容纳燃料在高燃耗下的肿胀。

(3) 裂变气体释放: 在高燃耗下, 二氧化铀芯块中大量的气态裂变产物由晶界、位错及空位等晶格缺陷捕获, 在高温下通过晶界释放出来。被释放的裂变气体进入燃料棒间隙和空腔, 使棒内压力升高; 部分侵蚀性裂变气体如 Cs、Te 等对包壳产生渗透腐蚀。裂变气体释放量与温度有关, 典型的计算模型是燃料温度大于 1973K 时释放量为 70%~95%; 在 1973~1673K 范围为 40%~10%; 在 1673~1473K 范围小于 10%; 低于

1473K 时为 2%。

由于裂变气体 Kr、Xe 的热导率比氮气的低得多, 因此 Kr、Xe 进入燃料与包壳间隙会大大降低间隙导热, 使传热恶化, 燃料温度提高, 这又会引起裂变气体更多的释放。此现象称为热反馈效应。

(4) 重结构效应: 在动力堆使用条件下, 二氧化铀的中心温度很高, 约 2200~2400K, 外缘温度约 600K, 径向温度梯度陡峭。在芯块的横截面上, 介于 1973K 到中心温度的区域, 燃料的蒸气压很高。在制造态二氧化铀内存在原始气孔, 由于气孔高温端的燃料蒸发到低温端凝结, 造成物质从高温区向低温区的迁移, 气孔向中心移动。在更高温度工作的快中子堆燃料中央形成空洞。在气孔移动的路径上产生柱状晶, 该区叫做柱状晶区, 其次与 1673~1973K 相对应的环状区是晶粒呈等速度长大的等轴晶区; 低于 1673K 的环状区为原始晶区(见图 1)。这种由辐照引起的二氧化铀微观结构的变化称为重结构效应。它可以导致气孔和裂变产物的重新分布, 也是芯块密实、裂变气体释放和肿胀的主要诱发因素。

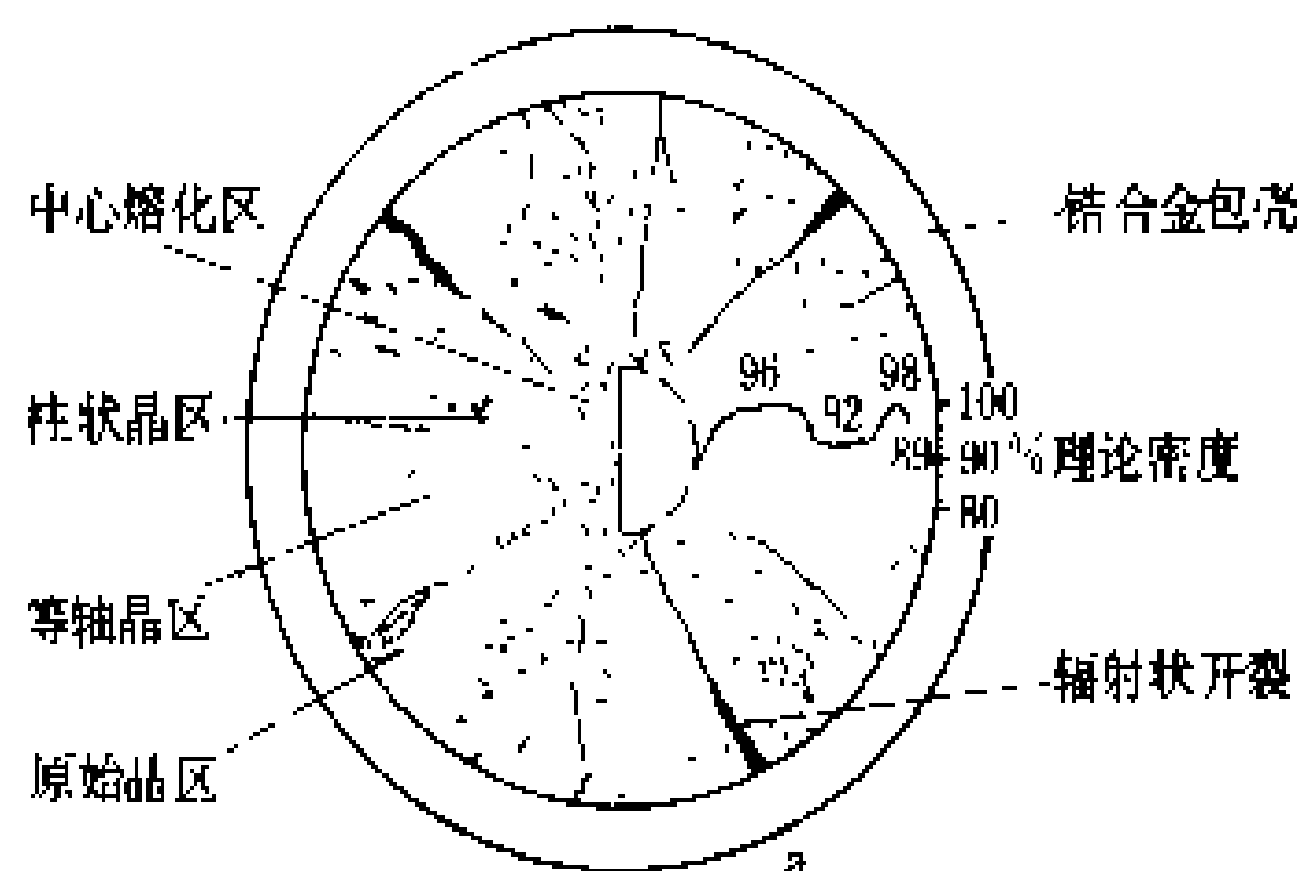


图 1 UO<sub>2</sub> 芯块辐照后的结构

[最大线功率  $5.4 \times 10^4 \text{ W/m}$ , 燃耗 8.45% (原子)]

(5) 辐射状开裂: 由图 1 可见, 在二氧化铀芯块的横断面上出现辐射状开裂, 这是由陡峭的温度梯度作用在导热性差的二氧化铀上产生很大的热应力所致。在辐照初期径向产生裂纹使外径增大。当中心区发生重结构后, 裂纹开始消失; 随燃耗继续加深, 则由于燃料和包壳的肿胀和热膨胀, 芯块与包壳相接触, 发生机械相互作用。这时, 接触应力引起燃料内产生新的裂纹, 同时使包壳管外径增大, 它是造成燃料棒破损的一种机制。

(6) 其他: 辐照对二氧化铀的物理、力学性质也有明显的影响。试验表明: 辐照会降低二氧化铀的熔点, 下降速率为每增加  $10^4 \text{ MW} \cdot \text{d/tU}$  燃耗, 熔点下降 32K。在大于  $10^{19} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) 的中子注量时二氧化铀的热导率随中子注量的增加而降低。在辐照和热梯度作用下, 二氧化铀发生密度再分布而在 1073K 时便开始蠕变, 增加塑性。



锆合金包壳的辐照性能 热中子动力堆燃料棒的包壳均由锆合金制成[见燃料(棒)包壳材料]。锆合金包壳在运行中的主要问题表现为辐照生长、水侧腐蚀、结垢和氢脆等。

(1) 辐照生长: 锆属六方晶系, 呈各向异性。轧制的锆合金包壳的晶粒有择优取向, 其基平面近似垂直于管轴线。辐照产生的空位在基平面上聚集, 而间隙原子优先在柱面聚集, 因此沿柱面方向生长, 基平面方向收缩, 导致包壳管轴向伸长, 径向缩短。这种现象称为辐照生长。随燃耗的加深, 包壳管逐步积累伸长量。若燃料棒与管座间的间距裕量不足, 就会将燃料棒顶弯, 这要避免发生。

(2) 水侧腐蚀: 锆合金包壳的外侧与冷却剂水接触会产生氧化与腐蚀。一般来说二者接触反应生成氧化膜, 对锆基体有保护作用。发生加速腐蚀往往与温度、水质条件如杂质含量、pH 值、氧含量等有关。温度越高, 腐蚀速率越大; 发生从致密氧化膜(呈黑色)向疏松氧化膜(呈白色)转折的时间也越早。氧含量高, 均匀腐蚀速率与非均匀腐蚀速率加快, 还会形成点状腐蚀, 它是直径为 0.2~1mm, 深度 100~200 $\mu\text{m}$  的圆形斑点。冷却剂中氧含量, 定位格架扰动以及锆合金冶金加工条件都对点状腐蚀有影响。点状腐蚀经常出现在沸水堆燃料组件上, 偶尔也在压水堆中发现。

(3) 结垢: 冷却剂中的不锈钢腐蚀产物, 大部分以离子形式的胶状物存在, 在燃料棒包壳表面沉积。沉积物有两种状态: 一种呈疏松、多孔状, 可通过水和水蒸气, 对传热无恶化影响; 另一种呈密实、闭孔型水垢。热流通过时孔隙中充满蒸汽, 增加了热阻, 引起包壳较大温升, 加速包壳水侧腐蚀。

(4) 氢脆: 锆合金与冷却水反应生成氢, 水的辐射分解产生氢, 其一部分被锆合金所吸收。由于在 573K 下氢的固溶度很少, 约 70ppm。过多的氢就以小片状氢化物( $\text{ZrH}_{1.5}$ )形式析出。由于氢化物在常温下是脆性相, 为裂纹的起始点。若垂直分布于受力方向, 造成包壳管的氢脆破坏。在燃料组件设计准则中规定, 锆合金在冷却剂中的吸氢不得大于 250~500ppm。

芯块—包壳相互作用 二氧化铀芯块在堆内非线性温度场作用下呈“砂漏状”变形(见图 2); 在高燃耗(25000~30000MW·d/tU)下, 芯块与包壳间的间隙闭合; 芯块端部边缘与包壳发生机械接触, 产生机械相互作用。在一定的接触压力下, 包壳贴紧芯块出现局部变形, 称为环脊, 其高度一般介于几十到几百微米。燃料棒外形呈竹节状变形。环脊使局部应力集中, 可导致包壳拉伸破损。为补偿芯块两端面的凸起, 在燃料设计中采用碟形端面结构。

同时, 侵蚀性裂变产物如碘、铯和碲在芯块中向冷

端迁移, 释放到端部边缘的间隙及锆合金环脊内侧产生应力腐蚀, 甚至开裂。这种现象称为应力腐蚀开裂。

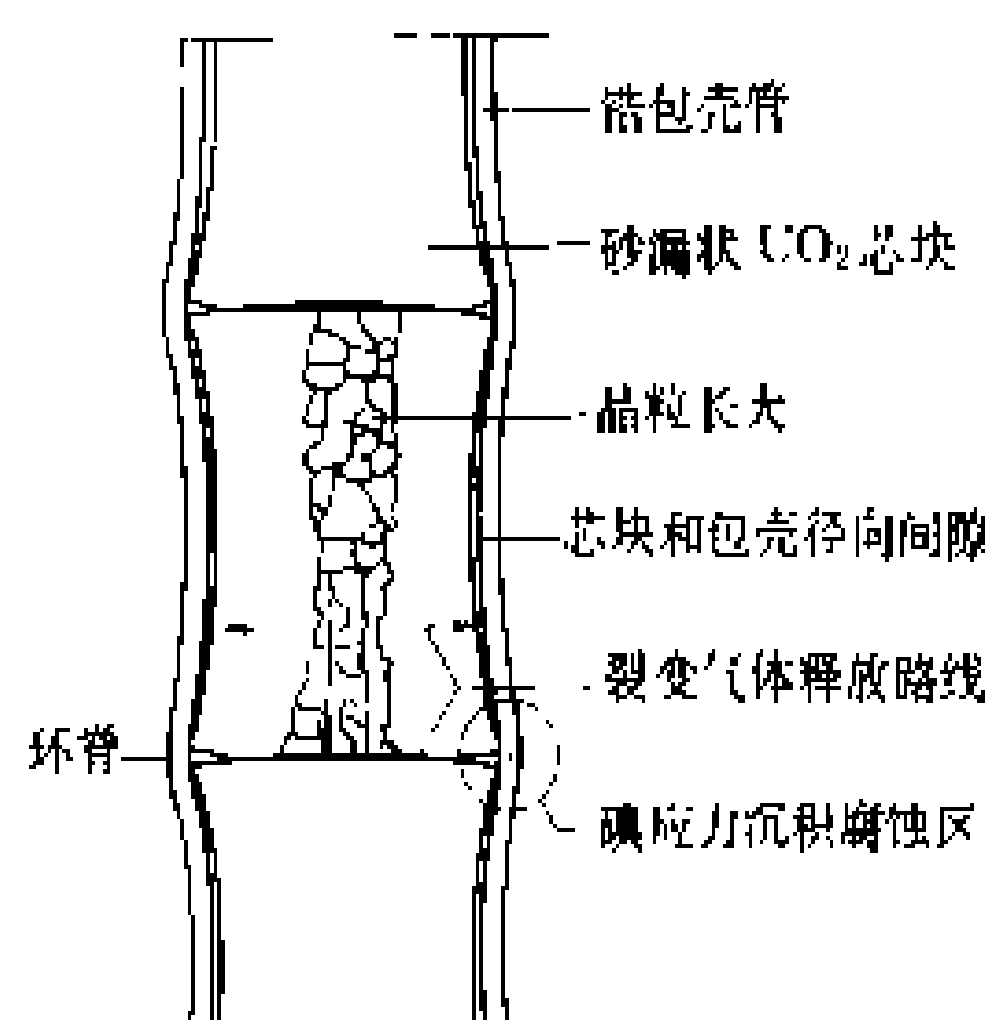


图 2 燃料棒中芯块与包壳相互作用

或石墨层阻挡侵蚀性气体向包壳扩散, 润滑其间的接触和试制大晶粒芯块等等。

定位格架弹簧片的辐照性能 弹簧片的作用是保持燃料棒在轴向和径向的位置, 并防止燃料棒在使用中发生震动的零件。快中子辐照加速弹簧片的蠕变, 使弹性变形逐渐转变为塑性变形, 应力松弛, 直至弹簧失效。一般在运行一个循环时间后, 弹簧松弛 60%~70%。在弹簧松弛后, 燃料棒在水流冲刷下发生振动, 使格架对燃料棒表面产生微动磨蚀和磨损, 包壳管厚度局部减薄。特别在燃料组件冷却剂入口第一格架处, 冷却剂扰动大, 磨蚀更为严重。

燃料组件辐照试验 燃料组件辐照性能研究的目的是试图找出上述辐照性能变化的允许限值, 并探讨辐照性能变化的机制和影响因素, 判断和评估辐照性能变化的后果, 以便选择反应堆的运行方式, 保证燃料组件的可靠运行和提高反应堆的安全性。另一方面, 对可能成为限制燃料组件寿命的某些辐照性能进行辐照试验和检验, 以便提出改进措施。如通过完善燃料组件的设计, 革新燃料、材料的制造工艺, 以提高组件卸料燃耗、延长组件在堆内停留时间, 从而提高燃料循环的经济性。

在反应堆燃料、材料的辐照试验中, 要利用产生中子的核反应堆进行辐照。以往均采用高通量堆, 近年来, 也广泛应用动力实验堆进行实际尺寸的燃料组件辐照试验。试验时, 被照材料要装入辐照容器或辐照装置, 再装入辐照回路进行照射。对辐照性能的测量可分为动态测量和辐照后检验两种。前一种方法要在被照试样上安装专设的测量仪表如测量尺寸用的差动变压器, 测量燃料棒内压用的压力传感器和测量温度用的铠装热电偶以及测量中子注量用的自给能探测器等。后一种方法则将完成辐照后的带试样的辐照容器, 切割后取出试样, 进行各种性能测试。由于辐照后的试样

当反应堆出现功率剧增时, 芯块温度增高, 热膨胀量增加。当锆包壳应力超过应力腐蚀破坏阈值时, 包壳就会出现破裂。为避免芯块与包壳的相互作用曾研究过多种措施, 如锆包壳内壁涂纯锆

常带极强的γ射线，故所有操作和测量都要在屏蔽小室(称为热室)中通过机械手进行。

热室是按照辐照试样的种类、试验目的来分类的。热室要考虑试样的屏蔽特性和处理剂量。热室内检验项目一般应包括外观检查、解体切割、X射线照相、γ扫描、尺寸测量、密度测量、包壳管密封检查、裂变气体分析等，还应有金相、电子显微镜以及机械性能试验机等仪器。为满足检验需要，还可添加各种辅助设备。

为了综合分析燃料组件的辐照性能，人们已不再逐个地追求多种辐照性能，而是将燃料组件的各种辐照特性联系起来，编制出在正常运行时辐照性能分析的计算机程序。只要将燃料棒的基本特性和反应堆运行史输入计算机，经计算机对辐照特性进行计算后输出的便是辐照中及辐照后燃料棒的内压、燃耗分布、包壳管外径以及重结构后的密度变化等详细数据。将这些结果与通过辐照后检验测得的试验结果进行比较，

就可预测燃料组件在反应堆内的辐照性能，同时又可用于编制更好的计算机程序。

(王树人 张述诚)

ranliao zujian jiegou cailiao

燃料组件结构材料 (structural materials of fuel assembly)

反应堆燃料组件中除燃料棒以外各结构部件，包括定位格架和骨架所用的材料。要求燃料组件结构材料具有如下特性：①低的热中子吸收截面(特别是对热中子反应堆)，以及低的核辐照后感生放射性，故需对其中的Co、Cu等元素进行严格控制；②与冷却剂有良好的相容性；③良好的耐中子辐照性能；④良好的力学性能和加工性能。用于燃料组件的结构材料有锆合金、镍基合金、不锈钢、石墨，其性能和用途见表。

几种燃料组件结构材料的性能和用途

材料名称	锆合金	镍基合金	不锈钢	石墨
典型牌号	Zr-2, Zr-4	718	18-8	核级
主要成份	Zr, Sn	Ni, Cr, Fe	Fe, Cr, Ni	C
密度 (kg/m <sup>3</sup> )	6550	8240	8000	1650
熔点 (℃)	1700~1800	~1290	~1400	石墨化温度>2800
热中子吸收截面 (σ <sub>a</sub> ) (barn)	0.24	4.9	2.9	0.0034
耐腐蚀性	优 360℃水中腐蚀速率 小于0.01mm/a	优 360℃水中腐蚀速率 小于0.01mm/a	优 360℃水中腐蚀速率 小于0.01mm/a	优
机械性能 σ <sub>b</sub> (MPa) σ <sub>0.2</sub> (MPa) δ (%)	退火或消除应力状态, 380℃ — >120~314 >10~30	时效处理 320℃ — >784 >20	320℃ — >137~196 >30~35	室温 10~15 — —
热膨胀系数 (mm/mm)	4.5×10 <sup>-6</sup>	13.2×10 <sup>-6</sup>	16.6×10 <sup>-6</sup>	2.3×10 <sup>-6</sup>
热导率 [W/(m·℃)]	16.3	13.4	16.3	12.6
用途	水堆中燃料包壳, 燃料组件盒, 通量管, 控制棒导向管, 定位格架(定位块), 支承板	定位格架, 压紧弹簧	快中子增殖堆的燃料包壳, 燃料盒; 轻水堆的上下连接管座	高温气冷堆的燃料基体

(刘嘉银)

rende fushe xiaoying

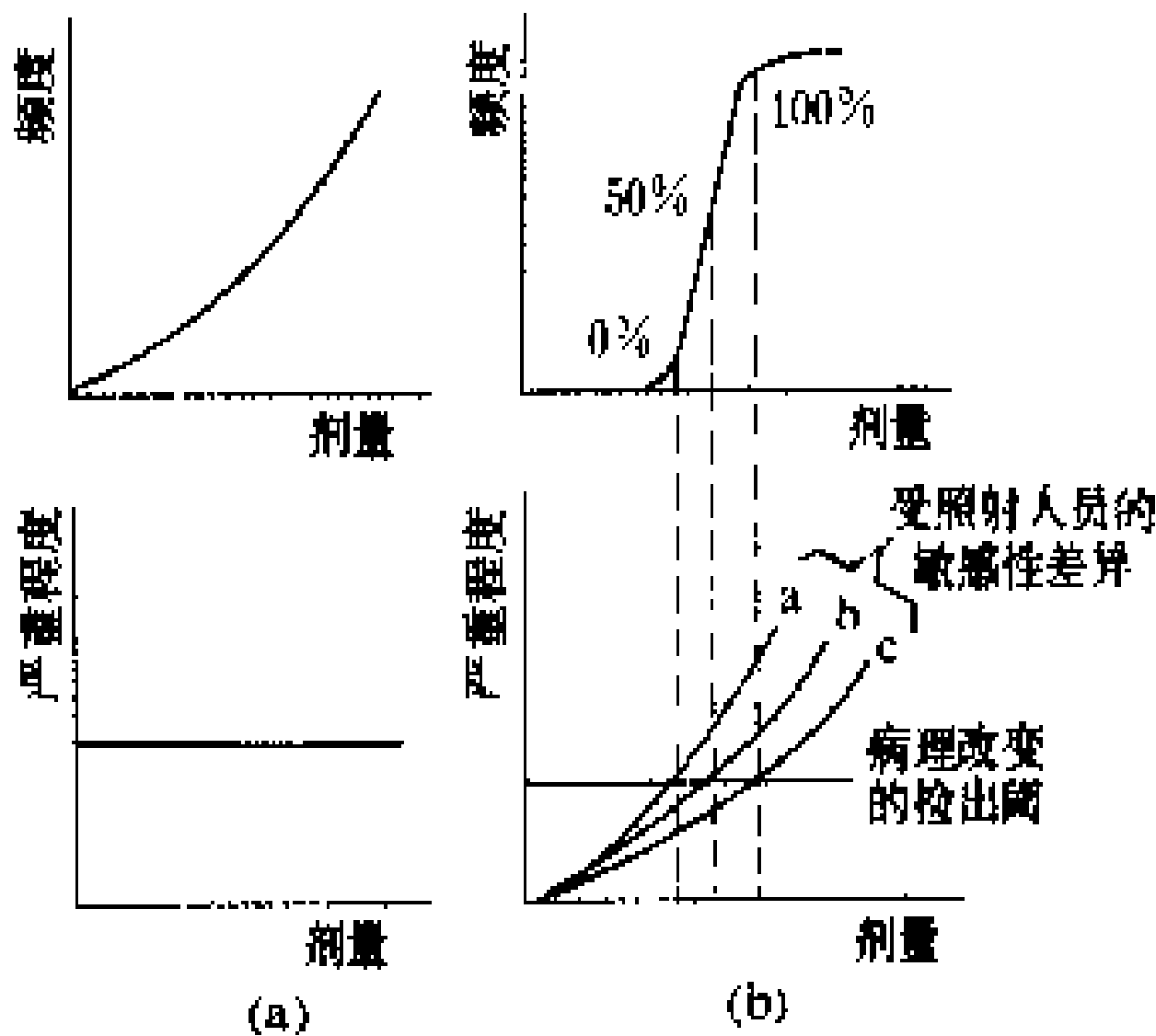
人的辐射效应 (radiation effects on man)

指人受电离辐射照射后产生的各种效应。任何人都

不可避免地会受到天然电离辐射的照射。此外,不少人还会在某些生产、医疗和其他社会实践的过程中受到人工电离辐射的照射。电离辐射对人的照射可分为外

照射和内照射两种方式，前者是在人体之外的辐射源产生的电离辐射对人体的部分以至全部组织和器官的照射，后者则是进入体内的辐射源（放射性核素）发出的电离辐射对组织和器官的照射。当人体受到电离辐射的照射时，电离作用使组织中的原子和分子发生变化，如果这些分子是在活细胞中，细胞本身就有可能直接或间接受到损伤。如果损伤没有适当地修复，细胞就可能不能活存或增殖；如果修复得不完善，就可能形成虽活存但已是发生了变化的细胞。前者导致随机性效应，后者则导致确定性效应。这是国际放射防护委员会（International Commission on Radiological Protection, ICRP）按照现代辐射防护概念对人的辐射效应的划分。

**确定性效应** 当器官或组织中有足够多的细胞被杀死或不能正常地增殖时，就会出现临床上能观察到的、反映器官或组织功能丧失的损害。在剂量比较小时，这种损伤不会发生，即发生的概率为0；当剂量达到某一水平（阈剂量）以上时，发生的概率将迅速增加到1（100%）。在阈剂量以上，损害的严重程度将随剂量的增加而增加，反映了受损伤的细胞越多，功能的丧失就越严重。就这种效应的发生来说，虽然单个细胞被辐射照射所杀死具有随机的性质，但当有大量细胞被杀死时，效应的发生就是必然的。因此这种效应被称为确定性效应，其特点就是上面提到的其严重程度在阈剂量以上随剂量的增加而增加。图（b）中上图和下图分别表示在一包含有不同辐射敏感性的人群中，某一特定的确定性效应（临床上可确认的病理状态）的发生频度和严重程度与剂量的关系。下图中，曲线a、b、c分别表示三种不同程度的辐射敏感性。在最敏感的人群（曲线a）中，严重程度随剂量的增加最为迅速，达到临床上病理改变检出阈所需的剂量低于敏感程度较差的人群（曲线b和c）。不同组织的辐射敏感性是不



随机性效应和必然性效应的剂量—效应曲线  
(a) 随机性效应；(b) 确定性效应

同的，但只要一次照射的吸收剂量小于几个戈瑞（Gy），就很少有组织出现临床上明显的损伤。如果剂量是在若干年内陆续接受的，则在年剂量约小于0.5Gy时，绝大部分组织也不大可能出现严重的效应。但性腺、眼晶体和骨髓则具有较高的辐射敏感性。表1给出这些组织中某些确定性效应的阈剂量。可以看出，一般说来分次或迁延照射会提高阈剂量的数值。这里的阈剂量一词是指至少在1%~5%受照射人员中引起一种特定效应所需的剂量。

表1 成年人睾丸、卵巢、眼晶体和骨髓的  
确定性效应的阈剂量

组织与效应	阈 剂 量		
	一次短暂照射中所受的总剂量当量 (Sv)	在多次分次照射或迁延照射条件下所受的总剂量当量 (Sv)	在多次分次照射或迁延照射条件下多年中每年受照射的年剂量当量率 (Sv)
睾丸： 暂时性不育	0.15		0.4
永久性不育	3.5~6.0		2.0
卵巢： 不育	2.5~6.0	6.0	>0.2
眼晶体： 可检出的混浊	0.5~2.0	5	>0.1
视力障碍（白内障）	5.0	>8	>0.15
骨髓： 造血抑制	0.5		>0.4

确定性效应的出现有一个时间的进程，许多重要的确定性效应只在经过一段很长的潜伏期后才出现，通常将可能在照射后几周内出现的效应称为早期效应，照射后数月或几年才出现的效应称为晚期效应。在全身照射情况下，根据剂量的大小不同，可出现不同程度的早期效应，轻的如轻度血象变化；稍重的如轻度不适感；重的则为各型急性放射病。大体上，1~8Gy的剂量将引起不同程度（轻度、中度、重度和极重度）的造血型急性放射病，当达到重度急性放射病时，如不予积极治疗，死亡率将是很高的，导致死亡的原因是骨髓干细胞的丧失引起骨髓功能的衰竭。当剂量超过约5Gy时，将产生其他的效应，包括严重的胃肠道损伤，与骨髓损伤一起，能在1~2周内引起死亡。10Gy的剂量能引起肺炎而导致死亡。当剂量更大时，将使神经和心血管系统受到损伤而在几天内由于休克而引起死亡。发生死亡的大致时间和剂量如表2所示。表中指的

是在很短时间(如几分钟)内受到大剂量 $\gamma$ 射线照射的结果。如果照射时间持续几小时或更长,则产生所列效应的剂量需要更大一些。人的全身急性照射半数致死(60天内)剂量(LD50/60)是表示急性辐射效应的一个重要参数,但至今还没有公认的肯定数值,估计是在3~5Gy之间。在只是身体局部受到照射的情况下,即使在短时间内接受了较大的剂量,一般也不至于引起死亡,但会出现一些其他的早期效应,例如皮肤红斑和干性脱屑的阈剂量约3~5Gy,症状约在3周后出现。任何一类核设施在正常运行条件下,通过良好的辐射防护措施,一般都不会对工作人员(更不用说对公众)产生能导致早期效应的照射。只有在事故情况下发生的较大剂量的异常照射才有可能引起明显的早期效应,但其发生的概率是很小的;特别是能引起致死效应的特大剂量的照射,其发生概率则更是极小的。晚期效应的损伤程度同样也与剂量的大小有关,剂量越大,损伤程度越重,但一般不会是致死性的,不过有可能引起伤残,某些器官的功能可能受到损害或可能引起其他非恶性变化,最为人熟悉的例子是白内障和皮肤的损伤。核设施在正常运行条件下,只要防护得当,同样也不会产生能导致晚期效应的照射。

表2 人受 $\gamma$ 射线全身急性照射后引起放射病的剂量范围和死亡时间

全身吸收剂量(Gy)	引起死亡的主要效应	照后死亡时间(天)
3~5	骨髓损伤(LD50/60)	30~60
5~15	胃肠道和肺损伤	10~20
>15	神经系统损伤	1~5

随机性效应 如果受到照射的细胞不是被杀死而是仍然存活但发生了变化,则所产生的效应将与确定性效应有很大的不同。这种以随机性效应的效应有两种类型,一类是体细胞受到损伤而引起的。受到损伤的体细胞经过增殖所形成的克隆(clone),如果没有被身体的防御机制所消除,则在经过一段相当长的潜伏期以后,有可能发展成细胞增殖失控的恶性状态,通称为癌。辐射致癌是辐射引起的最主要的晚期效应。不同组织和器官对辐射致癌的敏感性是不同的。辐射敏感性还与年龄、性别等因素有关。另一类则是由于性腺受到照射而损伤其中的生殖细胞而引起的。生殖细胞具有将遗传信息传递给后代的功能。当损伤(突变和染色体畸变)发生后,就有可能作为错误的遗传信息被传递下去,而使受照射者的后代发生严重程度不等的各种类型遗传病,重的如早死和严重智力迟钝,轻的如皮肤斑

点。  
随机性效应的特点是其发生概率随剂量的增加而增加,但其严重程度则与剂量的大小无关。图(a)说明了随机性效应的这种特点。以癌为例,并不因剂量的小和大而使诱发的癌的严重程度有轻重之分,其严重程度只受癌的类型和部位的影响。癌和遗传效应的发生可能起源于受到损伤的单个细胞,其过程具有随机的性质,随机性效应的名称即是由此而来的。随机性效应可能没有阈剂量,但迄今在科学上尚不能作出肯定的结论。为了辐射防护的目的,通常都假定不存在阈剂量,这就是说不论这种剂量如何之小,一定的剂量总是和一定的发生随机性效应的危险相联系的。这样,对随机性效应就不可能做到完全防止其发生,而只能是减少剂量以限制其发生的概率。在辐射防护上还假定,在日常辐射防护所涉及到的剂量当量与剂量当量率的整个范围内,剂量与随机性效应发生率之间为线性关系。为了定量地表示随机性效应的危险,采用概率系数的概念,它指单位剂量当量照射诱发随机性效应的概率。随机性效应概率系数由致死性癌、非致死性癌和严重遗传效应三种效应的概率系数所构成,具体数值见表3。

表3 随机性效应概率系数名义值

受照射的群体	随机性效应概率系数名义值 ( $10^{-2}\text{Sv}^{-1}$ )			
	致死性癌	非致死性癌	严重遗传效应	总计
成年工作人员	4.0	0.8	0.8	5.6
整个人群	5.0	1.0	1.3	7.3

致死性癌的概率系数主要是根据对日本广岛、长崎1945年受原子弹袭击后十多万幸存者所作的系统、长期的流行病学调查结果得出的。调查表明,在幸存者中某些癌瘤的发病率确实高于对照组人群,由此可以估计出辐射致癌的概率。但这是瞬间受大剂量照射的结果,而人们更为关心的是辐射防护上所涉及到的很小剂量和剂量率照射条件下的致癌效应,后一条件下的致癌效应比前一条件下的要轻,因此根据广岛、长崎资料得出的结果需要除以适当的降低因子才能适用于小剂量、小剂量率的情况。目前ICRP根据放射生物学研究结果并参照广岛、长崎资料,建议这一降低因子取2。表3中的有关数据就是这样得出的。  
辐射的遗传效应一直是人们十分关心的,但迄今尚无肯定的证据表明由于天然或人工辐射的照射,人的后代发生了遗传损伤,即使对广岛、长崎幸存者的后代所作的大规模调查,也未发现遗传损伤有统计学上显著的增加。然而利用动、植物所作的大量实验研究显示,确实存在着辐射的遗传效应。因此,从辐射防护的

观点,有必要假定在人类也存在着这种效应。表3中关于遗传效应的数据主要就是根据对实验动物(主要为小鼠)的研究结果推算出来的。

不同类型和能量的辐射诱发随机性效应的危险程度是不完全相同的。在辐射防护上,对几种常见的辐射类型作了如下的划分:γ和X射线及电子为同一等级,如假定为1,则中子为5~20,具体数值视其能量而定,α粒子则为20。在表3中,由于概率系数是以单位剂量当量的概率表示,辐射的类型和能量对诱发随机性效应的影响实际上已作了考虑。

(金瑾珍)

renkou midu

**人口密度** (population density) 单位面积土地上平均居住的人口数。它是核电厂厂址选择中必须考虑的重要因素之一。核电厂厂址在人口密度和分布方面应遵照下列原则:①核电厂在运行状态下对居民的放射性照射保持在合理可行尽量低的水平;②在事故状态(包括那些可能导致需要采取应急措施的事故状态)下对居民造成的放射性风险低到可接受的水平;③应考虑必要时执行应急计划的容易程度。

核电厂应尽可能远离人口中心,并优先选择具有低人口密度的区域。

在厂址选择时,为了筛选和评价各候选厂址,必须收集厂址周围区域的人口分布资料。对于筛选厂址,只需要简单的人口资料;而为了推荐厂址和进行放射性影响评价,则需要详细的人口资料。所收集的厂址附近地区的人口资料应尽可能准确。

人口资料调查内容 包括:①常住人口,即常住在该地区的人数(说明居住区类型,如城市、农村或工矿区);②暂住人口,即短期流动性人口(如旅游者)和长期流动性人口(如季节性居民和学生);③规划人口,为了预计核电厂寿期内该区的规划人口,应以该地区收集的人口增长率、迁移趋势和可能的发展计划为依据;④厂址附近地区在紧急事故中难以隐蔽或撤离的居民群(如医院或监狱中的人群、放牧人群等)应单独调查。

人口资料应按下列格式整理:以厂址为中心,以1、2、3、5、10、20、30、40、50、60、70、80km为半径画同心圆,在辐向以罗盘方位为扇形区中心线,划成16个扇形区,共192个扇形子区。按子区统计人口数。

用人口密度法评价核电厂厂址 通过将推荐厂址周围地区内的人口密度与参考人口密度(例如省或经济区的平均人口密度)作比较对厂址进行分类。第Ⅰ类代表人口密度最低(最优先)的厂址,而第Ⅲ类属于人口密度最高(优先性最差)的厂址。

评价方法是先对不同半径的环形地带,再对人口最密的扇形子区进行分类。将厂址周围地区分成半径为2、5、10、20km的环形地带和以罗盘方位为中心线的16个扇形区。分类标准如表所示,其中环形地带人口数 $V_{ZP}$ 是每一个环形地带的实际居民数,区域平均人口数 $V_{MZP}$ 是区域单位面积的平均居民数乘以该环形地带面积;扇形子区人口数 $V_{SP}$ 是每一扇形子区的实际居民数,区域平均人口值 $V_{MSP}$ 是区域单位面积的平均居民数乘以该扇形子区的面积。

人口密度法区域分类标准表

半径范围 (km)	环形地带	类别	半径范围 (km)	扇形子区	类别
0~2	$V_{ZP} \leq \frac{1}{3} V_{MZP}$	I	0~2	不作明显分类	
	$\frac{1}{3} V_{MZP} < V_{ZP} \leq V_{MZP}$	II			
	$V_{MZP} < V_{ZP}$	III			
2~5	$V_{ZP} \leq \frac{1}{2} V_{MZP}$	I	2~5	$V_{SP} \leq V_{MSP}$	I
	$\frac{1}{2} V_{MZP} < V_{ZP} \leq V_{MZP}$	II		$V_{MSP} < V_{SP} \leq 3V_{MSP}$	II
	$V_{MZP} < V_{ZP}$	III		$3V_{MSP} < V_{SP}$	III
5~10	$V_{ZP} \leq V_{MZP}$	I	5~20	$V_{SP} \leq 2V_{MSP}$	I
	$V_{MZP} < V_{ZP} \leq 2V_{MZP}$	II		$2V_{MSP} < V_{SP} \leq 4V_{MSP}$	II
	$2V_{MZP} < V_{ZP}$	III		$4V_{MSP} < V_{SP}$	III
10~20	$V_{ZP} \leq 1.5V_{MZP}$	I			
	$1.5V_{MZP} < V_{ZP} \leq 3V_{MZP}$	II			
	$3V_{MZP} < V_{ZP}$	III			

如果扇形区位于主导风向内，且主导风向频率高于 20%，则在该区的评价中将推荐类别降低一级使用。如果该厂址对实施应急措施提供特殊的有利条件，则该区的类别比推荐类别提高一级。

该方法简单易行。特别适用于人口分布比较均匀的区域。

按人口分布筛选和评价厂址的方法还有固定区域法、累计人口曲线法、厂址和扇形因子法、厂址人口和大气弥散法、归一化集体剂量法等。

(李耀华)

renyin gongcheng

人因工程 (human factors engineering)

研究工业系统中人机关系，使操作人员动作性能最佳化的科学。最早人们称其为工程心理学 (engineering psychology)，后称人机工程 (human engineering)，近年来逐渐统称为人因工程。在核电厂仪器设备的设计中，人因工程研究如何实现操纵人员对仪器设备的有效应用。

**简史** 人因工程学是二次世界大战中发展起来的科学。那时是以减轻飞机驾驶员飞行时的负担而开始进行研究的。后来为军事和导弹空间技术部门所重视，他们把操纵人员对技术装备提出的批评意见和问题用于改进技术装备设计。而在核电厂中真正、自觉地应用人因工程，还是在 1979 年美国三里岛核电厂事故之后，首先应用在主控制室的设计中。

**核电厂人因工程学原则** 从核电厂的安全性和可操作性出发，使人机功能分配最佳化，人机接口合理化，以充分发挥人机的综合效能。核电厂主控制室设计应特别注意到与操纵人员特性有关的人因工程学原则，即考虑到人体尺度、感官能力、思维能力、生理与心理特征、动作习惯、反应能力及限度来设计主控制室。

**核电厂人因工程内容** 包括操纵员特性、教育和训练、客观条件等方面。

**操纵员特性** 包括人体尺度、习惯选择、感官能力、信息处理能力等方面。

(1) 人体尺度：在人机接口设计中，人体尺度占有重要位置。这涉及系统性能、操纵员安全及机器的可操作性等。关于人体尺度数据，各国有所差别，但是人机接口设计原则上要为 90% 操纵人员所接受。

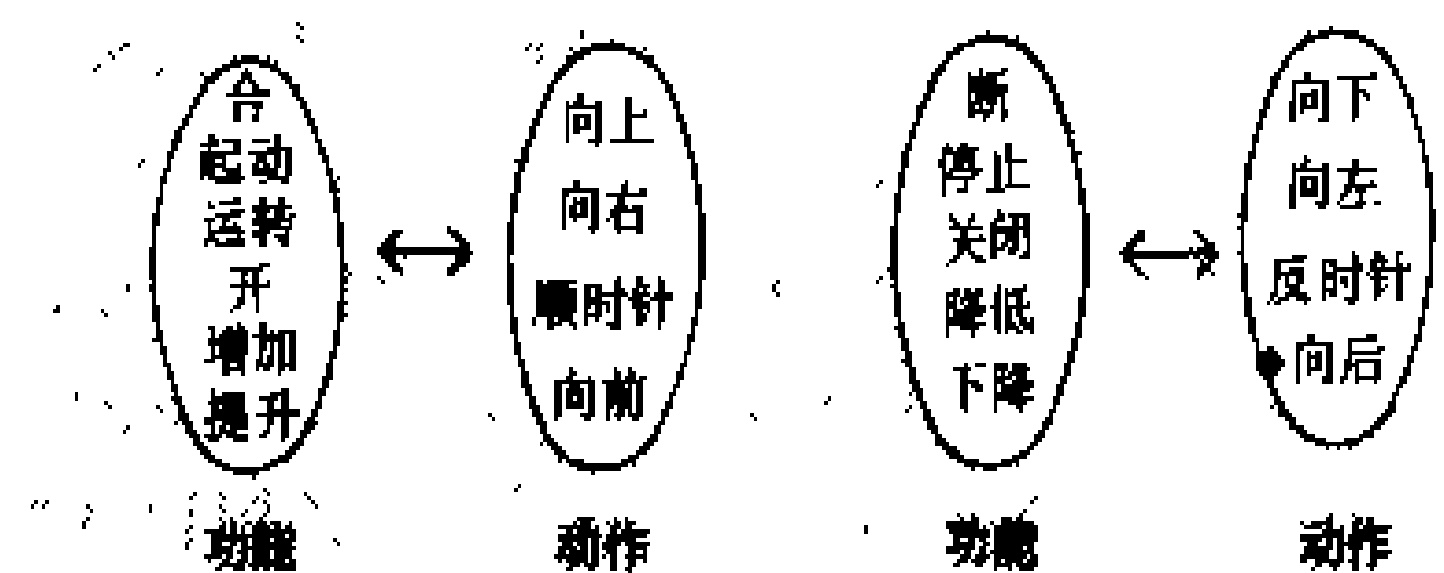
(2) 习惯选择：控制设备的操作方式及仪表指针的

位移方向要符合常人的操作观察习惯，这可用图中所示的功能与动作的关系进行表示。此外颜色的选择亦应符合习惯，例如用红色表示异常，用绿色表示正常。

(3) 感官能力：适合听力的一般音响强度为 60dB 至 90dB 之间，频率为 500Hz 至 3000Hz 之间。适合视力的—般照度为 200lx 至 750lx 之间。对屏台的布置，应该考虑到操纵员的视角。对信号标志，应考虑到操纵员的视距。

(4) 信息处理能力：应特别注意人员在紧张状态下处理信息的能力，包括其反应速度和逻辑判断的正确性。

(5) 其他：诸如年龄、经验、文化水平及情绪控制能力等。



控制设备功能与动作关系图

**教育和训练** 涉及到：①核电厂工艺过程以及标准法规教育；②主设备性能及其安装知识教育；③主控制室各种设备的知识教育；④运行或事故处理的操作训练。操纵员培训通常在核电厂仿真机上进行，并辅以现场的操作实习。

**客观条件** 包括人机接口、标准和操作规程、环境因素等方面。

(1) 人机接口：指操纵员使用什么手段来履行其职责。涉及自动化水平，数据处理及测量参数的显示系统，监测及诊断报警系统，控制设备及通信设备，指示器、报警器及指令控制器的安放位置及标志，以及技术支援中心。

(2) 标准和操作规程：包括所有控制设备的技术说明书及标准，报警项目清单及其涵义，正常运行时的操作规程，事故处理时的操作规程，以及应急操作规程。

(3) 环境因素：涉及核电厂的组织机构、指挥系统、操纵人员以外的运行人员岗位和职责、操纵人员的工作环境等。

人因工程内容是否完善，实际上是以主控制室操纵人员行为以及完成任务过程中所承担的风险来衡量的。其中，操纵人员的素质是人因工程的重要内容。

(蒋滨森)



Sanlidao Hedianchang shigu

### 三里岛核电厂事故 (Three Mile Island NPP accident)

1979年3月28日清晨4时,美国宾夕法尼亚州哈里斯堡附近的三里岛核电厂2号压水堆发生的堆芯严重损坏事故,一般简称为TMI-2事故。2号压水堆机组的净电功率为960MW,1978年3月28日达到首次临界,1978年12月30日投入商业运行。

TMI-2事故的起因是二回路给水泵跳闸和事故给水管线上的阀门由于误操作处于关闭状态,造成蒸汽发生器二次侧给水中断。这本来是蒸汽发电厂的一种普通故障,是容易处理的。但在处理过程中出现的机械故障和人为误操作等多重原因导致了核电史上第一次反应堆堆芯严重损坏事故。

在蒸汽发生器失去给水后,一回路压力升高迫使反应堆自动停堆,并使稳压器的卸压阀开启。但当一回路压力回降到卸压阀应当关闭的整定值时,卸压阀却未关闭,使一次冷却剂继续经卸压阀流至卸压箱。因为控制室没有设置显示卸压阀开启和关闭信号的仪表,上述状况达两个半小时之久未被操作人员发现。

当一回路压力下降到12MPa时,应急堆芯冷却系统自动投入。几分钟后,操作人员根据稳压器的水位测量仪表的指示,误认为向堆芯注入的水量可以减少,于是部分关闭应急堆芯冷却系统,只留一台高压安全注射泵继续运行。实际上此时冷却剂从卸压阀流失的量大于注入的补给量,使反应堆一回路压力继续下降。当一回路压力降到冷却剂饱和压力以下时,反应堆堆芯冷却剂开始汽化,形成汽泡。在事故发生后约75min,由于汽-水混合的作用,一次冷却剂泵发生强烈振动。操作人员为了防止损坏一回路管道先后关闭了4台一次冷却剂泵。这时,只有早先投入的1台高压安全注射泵在运行,其流量仅为导出反应堆余热所需最小冷却剂流量的1/3。因此,堆芯冷却条件严重恶化。约在110min时,堆芯冷却剂开始沸腾,在堆容器内形成汽腔,致使部分核燃料暴露于汽腔之中。燃料温度升高而逐渐达到二氧化铀芯体熔化温度,锆-水反应产生的氢气和水蒸气又不断扩大汽腔,致使约2/3的堆芯熔

化。在174min时,两台一次冷却剂泵重新启动,在200min时高压注射系统也全面投入运转,大量的水注入反应堆容器,才使这次事故没有扩展成为灾难性的。

在这次事故中,从反应堆逸入安全壳内的几种放射性裂变产物的数量为: $^{133}\text{Xe}$ —— $2.22 \times 10^{18}\text{Bq}$ ;  $^{135}\text{Xe}$ —— $1.11 \times 10^{17}\text{Bq}$ ;  $^{131}\text{I}$ —— $1.85 \times 10^{17}\text{Bq}$ 。由于安全壳内达到的压力不高,漏气率很小,从它泄漏到大气中去的惰性气体很少。但从事故发生后7min起,安全壳地坑水泵把由卸压阀排出的含有放射性的水输送到辅助厂房贮水箱中,直到5h之后才关闭。在此期间,贮水箱满溢,水流到地板上,其中的挥发性放射性物质散发到空气中,并经通风系统从烟囱排入大气。据实测资料,排放到环境中的放射性总量约为 $9.25 \times 10^{16}\text{Bq}$ ,其中, $^{133}\text{Xe}$ 约占60%, $^{131}\text{I}$ 约 $5.55 \times 10^{11}\text{Bq}$ 。核电厂80km半径内200万居民受到的集体剂量当量约20人·Sv,最大的个人剂量小于1mSv。该电厂职工在事故中无一人死亡,只有三人受到的剂量略高于职业照射的季度限值。这些数据表明,三里岛核电厂堆芯严重损坏事故造成的辐射影响是很小的。

由于当时对反应堆内锆-水反应产生的氢气数量和氢气爆炸的潜在可能性估计过高,3月30日宾夕法尼亚州发布了要求8km内的学龄前儿童和孕妇撤离的通告,曾引起人们惊慌,约有8万居民自发撤离了三里岛地区。4月2日,宾州当局宣布,撤离是不必要的。

三里岛事故造成的直接经济损失十分巨大,仅反应堆设备损坏和长期清理费用就约达20亿美元。

从反应堆安全角度看,可以说,三里岛核电厂事故是一次代价极高的综合性“实验”。它验证了核电厂各种多重安全设施的必要性和可靠性,也暴露了设计、管理和安全研究方面的弱点及不足之处。TMI-2事故之后,核电界在人-机关系、监测控制、人员培训和事故分析研究等方面作了许多改进。

(华明川)

shanzheng dire fadian xitong

### 闪蒸地热发电系统 (geothermal power systems using steam flashed from hot brine)

直接利用地下热水所产生的蒸汽进入汽轮机工作的地热发电系统。对于湿蒸汽田和热水田,采用闪蒸地热发电系统(又称减压扩容法)比较合适。图1所示为这种系统的流程图。来自地热井的热水首先进入减压扩容容器〔图1(a)〕,容器内维持着比热水压力低的压力。因而部分热水得以闪蒸并将产生的蒸汽送往汽轮机膨胀作功。如地热井口流体是湿蒸汽〔图1(b)〕,则先进入汽水分离器,分离出的蒸汽送往汽轮机做功,分离剩余的水再进入扩容容器,扩容后得到的闪蒸蒸汽也送往

汽轮机做功。

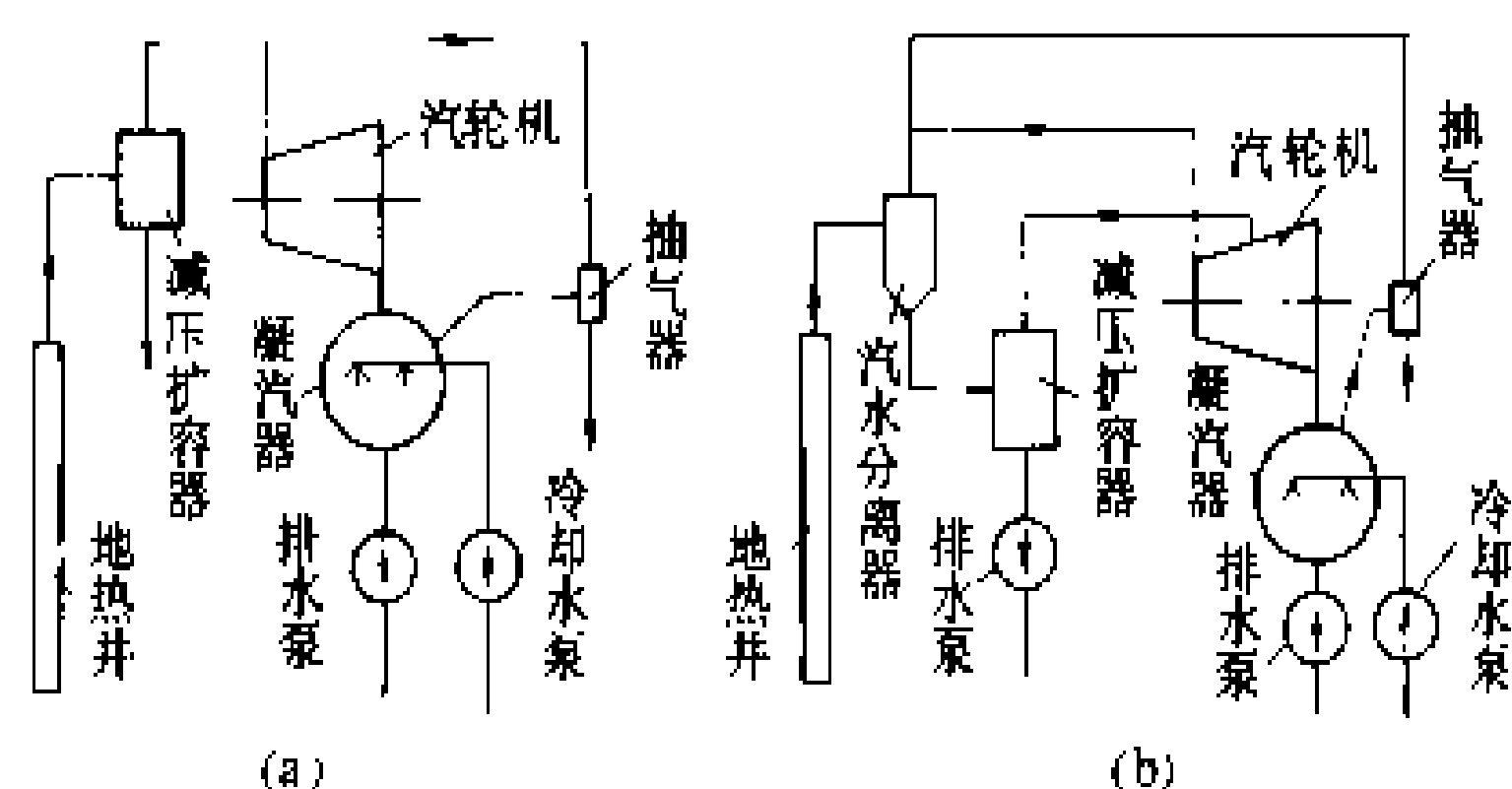


图1 闪蒸地热发电系统  
(a) 热水; (b) 湿蒸汽

闪蒸地热发电的特点是系统比较简单,运行和维护较方便,而且扩容器比表面式蒸发器结构简单,金属消耗量少,造价低。存在的缺点主要是低压蒸汽比容大,所以蒸汽管道、汽轮机的尺寸相应也大,使投资增加;设备直接受水质影响,易结垢、腐蚀;当蒸汽中夹带的不凝气体较多时,需要容量大的抽气器维持高真空,因此自身能耗大。

地热田所提供的地热蒸汽或热水的参数(温度、压力),相对于常规火电厂的参数来说都是很低的,地热发电的效率也远低于火力发电的,因此,如何最大限度地利用地热能量,尤其是对湿蒸汽田和热水田更是突出的问题。采用多级闪蒸系统,就是一种有效利用地热能量的方法。

图2是多级减压扩容蒸汽循环的流程图。当井口为热水时,先让热水进入第一级减压扩容器,产生的蒸汽进入汽轮机的高压部分,而从第一级扩容器底部出来的闪蒸后的剩余热水

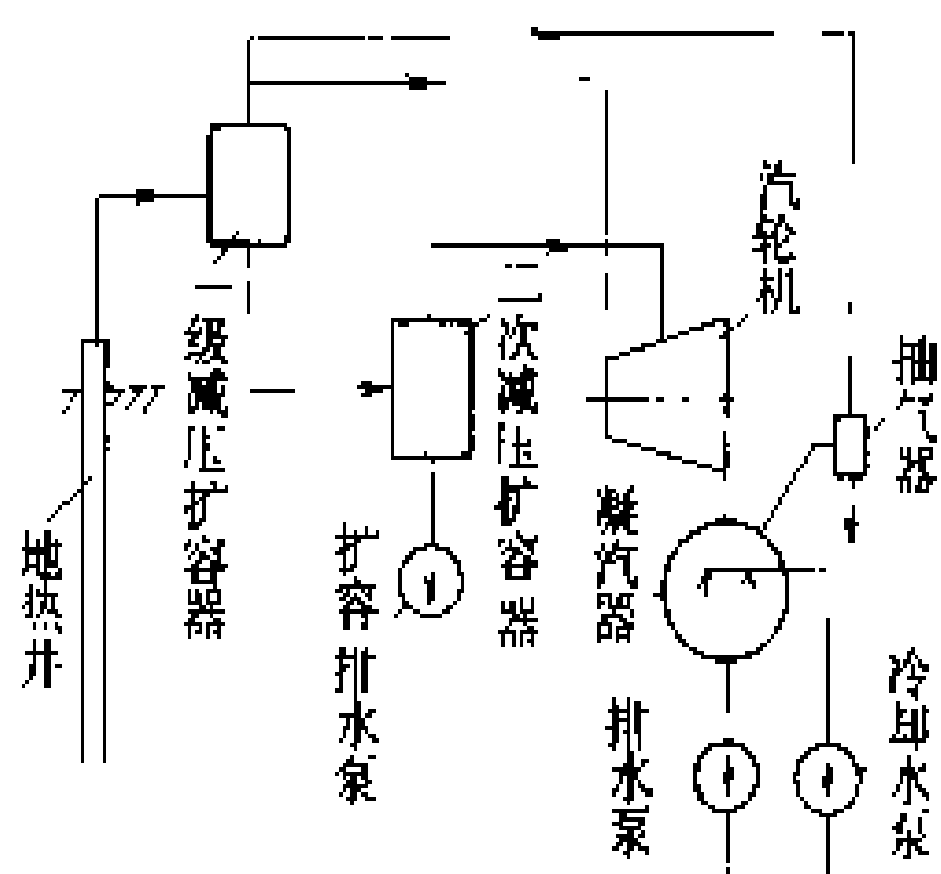


图2 多级减压扩容发电系统

再进入第二级扩容器,产生二次闪蒸蒸汽,并通往汽轮机低压部分做功。但若井口出来的是湿蒸汽,则直接进入汽水分离器,蒸汽分离出来后去高压缸做功,热水再进入第二级减压扩容器,所以实际上是用一个汽水分离器代替了第一级扩容器,如图1(b)所示。第二级扩容器分离出来的热水压力若高于大气压力,则热水可以自行排出;不然,就要用排水泵抽出。扩容器的级数增加,单位质量工质输出功也增加,即地热水中的能量愈得到充分利用。当级数无限多时,理论上可以得到最大的输出功,增益达到了极限。但是,级数增加也将使设备投资增加,系统变得复杂,所以实际采用的扩容级数一般不超过四级。地热流体温度高可以级数多些,

热水温度较低时就不宜采用二级以上的扩容系统。

当扩容级数确定后,还应选择各级最佳的闪蒸压力。所谓最佳闪蒸压力,是指能使热水的热能转换成最大的机械能时的压力,也就是能够用最少水量生产 $1\text{kW}\cdot\text{h}$ 电的压力。选择最佳闪蒸压力是很复杂的问题,一般可遵循下列步骤:

(1)根据汽轮机的绝对电效率、排汽压力绘制出汽轮机入口饱和蒸汽压力、排汽压力与单位汽耗 $d_s$  [ $\text{kg}/(\text{kW}\cdot\text{h})$ ]的关系曲线。

(2)给定一系列不同的扩容器入口水温,然后计算各种闪蒸压力下每发 $1\text{kW}\cdot\text{h}$ 电的热水耗量 $d_w$ 。

$$d_w = \frac{d_s}{x(1-\beta)(1-\delta)} \quad \text{kg}/(\text{kW}\cdot\text{h})$$

式中 $d_s$ 为单位汽耗,根据步骤(1)绘制的曲线查得 $\beta$ 为电站设备传动装置的单位电耗对发电量的比值,%; $\delta$ 为电站设备的单位汽耗对汽轮机进汽量的比值,%; $x$ 为闪蒸汽化率,%。由此可得一族单位水耗、入口水温、闪蒸压力间的关系曲线。

(3)连接每一根曲线上的最小 $d_w$ 点,可得最佳闪蒸压力与扩容器入口水温的关系曲线。

(4)利用最佳压力水温曲线,根据实际的扩容器入口水温,可查得第一级最佳闪蒸压力。而第一级最佳闪蒸压力下对应的饱和水温就是第二级扩容器入口水温,因此又可利用最佳压力水温曲线查得第二级闪蒸压力的最佳值,余类推。

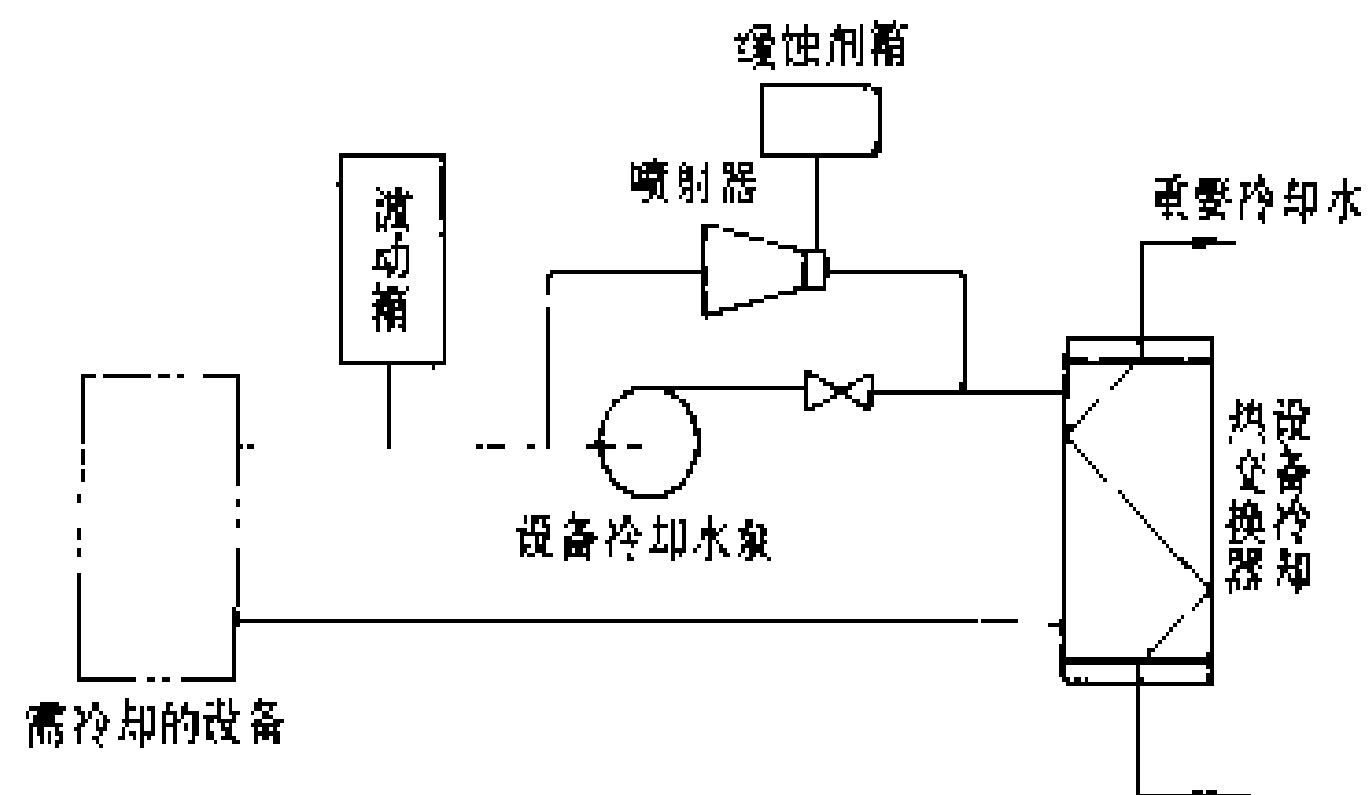
上述计算步骤,只是从取得最大输出功考虑的,实际设计时还须进行设备投资方面的经济核算,最后确定各级实际采用的最佳闪蒸压力。

(蔡义汉)

shebei lengqueshui xitong

设备冷却水系统 (component cooling water system)

用于在反应堆正常运行和事故工况时,向需投入使用的设备提供冷却水的系统。是一次冷却剂系统和专设安全设施的支持系统。该系统是一个中间冷却系统,在含放射性流体的设备和最终热阱之间提供一个可进行监督的中间屏障(见图),以避免放射性流体向环境泄漏。



设备冷却水系统流程原理图





本系统通常设置两个独立的、分隔的系列,每个系列各包含一台设备冷却水泵、一台设备冷却热交换器和一个波动箱。两个系列共用一个缓蚀剂添加装置,系统另外设有一台设备冷却水泵和一台设备冷却热交换器。设备冷却水泵为离心泵。每台泵设有小流量旁通管,防止泵由于闭阀运行受到损坏和过热。设备冷却热交换器通常为管壳式,按停堆后 20~24h 余热交换器的热负荷加上停堆工况下需要冷却的其他设备的热负荷来设计。每台设备的冷却热交换器须能承受 100% 的设计热负荷。在其出口设置流量控制阀。热交换器中设备冷却水的压力应高于重要厂用水系统压力,以防止不清洁的水漏入本系统,污染和腐蚀所冷却的设备。在设备冷却水泵的入口管道上连接有波动箱,以补偿设备冷却水系统中由温度变化或泄漏引起的水容积变化,并便于本系统放气,及稳定设备冷却水泵的进口压力。为防止本系统和所冷却设备的腐蚀,通常在设备冷却水中加入缓蚀剂(常用铬酸钾  $K_2CrO_4$ ),并定期取样检查水质。一般用喷射器(利用设备冷却水泵进出口压差)将缓蚀剂注入本系统。

反应堆正常运行时,将设备冷却水系统的一个系列投入运行,排出运行设备的热量。反应堆冷停堆及换料时,将设备冷却水系统的两个系列同时投入,以缩短停堆冷却时间。失水事故时,停止向正常运行设备供给冷却水,只向专设安全设施有关设备供给冷却水,通常将设备冷却水的两个系列同时投入。当其中任何一个系列失效时,只丧失部分冷却能力,而不丧失安全功能。

(范震飞)

sheji jizhun shigu

**设计基准事故** (design basis accident) 为核电厂按确定的设计准则在设计中采取了针对性措施的那些事故工况。这是一组有代表性的、能冲击核电厂安全、并经有关规章确定下来的事故的集合。按照这一组事故,对核电厂进行分析计算,将结果与可接受限值相对比,可以评价核电厂是否符合安全要求。

设计基准事故包括稀有事故和极限事故两类事故工况。在核电厂设计中,对于一系列的预期运行事件,也按确定的设计准则,采取了针对性的措施。故把预期运行事件、稀有事故和极限事故合在一起,统称为设计基准事件。

设计基准事件的选择以工程判断、设计经验及运行经验为基础,经不断改进而逐渐完善。目前应用得比较普遍的是美国核管理委员会 (Nuclear Regulatory Commission, NRC) 颁布的安全导则 1.70 中列出,又

经标准审查大纲加以补充说明的一组要求考虑单一故障的事件。这些事件按性质可归为 8 类,详见下表。

设计基准事故一览表

事故归类	事故
(1) 由二回路系统引起的排热增加	(a) 给水温度降低; (b) 给水流量增大; (c) 蒸汽流量增大; (d) 蒸汽发生器的一个卸压阀或安全阀的意外开启; (e) 压水堆蒸汽系统安全壳内外管道故障
(2) 由二回路引起的排热减少	(a) 厂外负荷丧失; (b) 汽轮机脱扣; (c) 冷凝器真空丧失; (d) 主蒸汽隔离阀关闭 (沸水堆); (e) 蒸汽压力调节器故障 (关闭); (f) 电厂辅助设备的非应急交流电源丧失; (g) 正常给水流量丧失; (h) 安全壳内外的给水管破裂 (压水堆)
(3) 反应堆冷却剂系统流量减少	(a) 包括泵的脱扣和控制器失灵在内的反应堆冷却剂丧失强迫流动; (b) 反应堆冷却剂泵的转子卡住和泵轴断裂
(4) 反应性和功率分布异常	(a) 控制棒组件在次临界状态或低功率启动状态下的失控抽出; (b) 控制棒组件在功率运行下的失控抽出; (c) 控制棒误动作 (系统误动作或运行人员差错); (d) 一条不用的反应堆冷却剂环路或再循环环路在不适当温度下的起动以及流量控制器失灵引起沸水堆堆芯流量增大; (e) 化学和容积控制系统失灵 (压水堆) 引起反应堆冷却剂中硼浓度降低; (f) 燃料组件意外装错位置和在错误位置下运行; (g) 各种弹棒事故 (压水堆); (h) 各种落棒事故 (沸水堆)
(5) 反应堆冷却剂装量的增加	(a) 应急堆芯冷却系统意外运行和化学容积控制系统的失灵引起反应堆冷却剂装量增加

续表

事故归类	事 故
(6) 反应堆冷却剂装量减少	(a) 压水堆稳压器的一个卸压阀或沸水堆一个卸压阀的意外开启; (b) 安全壳外装有一回路冷却剂的小管线故障引起的放射后果; (c) 蒸汽发生器传热管故障引起的放射后果 (压水堆); (d) 安全壳外主蒸汽管线破损引起的放射后果 (沸水堆); (e) 反应堆冷却剂压力边界内的各种假设的管道破裂引起的失水事故
(7) 来自子系统或部件的放射性物质释放	(a) 废气系统故障; (b) 放射性废液系统泄漏或故障 (向大气释放); (c) 装盛液体的贮罐破损引起的假设放射性物质释放; (d) 燃料装卸事故引起的放射后果; (e) 乏燃料运输容器掉落事故
(8) 未能紧急停堆的预计瞬态	

其他国家确定的设计基准事故与之相比,有一些事故的增减,也有一些工况划分上的不同,但相差不大。

在过去,特别是在三里岛核电厂事故之前,在事故分析上,几乎把研究工作都集中到“大破口失水事故”上,把这一事故等同为设计基准事故或最大可信事故,认为这一事故代表了对核电厂最严重的考验,如能经受这一事故,也就能经受其他一切事故。这种作法是极为片面的。

设计基准事故的内容还在继续发展,概率安全分析方法的应用,为设计基准事故的选择与分类提供了科学的手段,严重事故研究指出了设计基准事故作为评价标准的不足。目前,有些国家已尝试把一些发生频率较高的多重故障导致的事故也列入安全分析报告中必须分析的事故清单之中。

设计基准事故中,有一些极限事故,因其物理过程有特点,可作为核电厂事故的典型例子。这些事故是,主蒸汽管道破裂事故、主给水管道破裂事故、反应堆冷却剂泵泵轴卡死及泵轴断裂、控制棒弹出事故、蒸汽发生器传热管破裂事故、大破口失水事故、小破口失水事故、未能停堆的预期运行瞬变。

主蒸汽管道破裂事故 主蒸汽管道发生破裂后,

与破损管道相连接的蒸汽发生器内的二次侧水将汽化成蒸汽,从破口喷出。蒸汽流量开始很大,可达额定功率下蒸汽流量的好几倍,以后随着蒸汽发生器内压力的降低而逐渐减小。一回路向二回路导热的增加,使一回路冷却剂的压力与温度迅速降低。由于慢化剂具有负温度反应性系数的特性,温度下降将对堆芯引入正反应性。事故发生后,由于保护系统动作,控制棒下插,使反应堆具有一定的停堆深度。慢化剂温度下降引入的正反应性将使停堆深度变浅,甚至使反应堆重返临界,堆功率升高。这种事故可能带来三方面的危害:①因局部热负荷过大,损坏堆芯燃料元件,由于在控制棒下插状态下,功率不均匀系数很大,增加了堆芯损坏的可能性;②向环境释放放射性物质;③大量的二次冷却剂带着热量进入安全壳,使安全壳内压力升高,危及安全壳的完整性。为抗御主蒸汽管道破裂事故,要求核电厂一回路有较大的热容量;控制棒下插时有较大的停堆深度;具有注入硼溶液的能力以引入负反应性;在蒸汽发生器蒸汽管嘴处设置限流器,以减小管道破裂时的蒸汽流量。

主给水管道的破裂事故 蒸汽发生器与给水逆止阀之间管道出现破口,使主给水中断,蒸汽发生器内的二次侧水通过破口不断排出。事故初,因受损环路蒸汽发生器二次侧温度下降,造成一回路温度与压力下降。随后,受损蒸汽发生器传热管裸露,一次侧向二次侧传热恶化,使反应堆冷却剂系统温度和压力迅速升高。为避免反应堆冷却剂系统压力边界和反应堆堆芯遭受破坏,并尽可能防止一回路容积沸腾,核电厂应提供适当的停堆保护,适时、足量的辅助给水,并有足够设计容量的稳压器释放阀及安全阀。

反应堆冷却剂泵泵轴卡死及泵轴断裂 一台反应堆冷却剂泵的泵轴瞬时卡死或断裂,将使堆芯冷却剂流量迅速下降,系统升温升压。为防止燃料元件因冷却恶化而损坏,要求保护系统控制棒能迅速下插,降低堆功率及元件表面的热负荷,使事故得到缓解。这两种事故是对核电厂控制棒动作速度的最严格的考验。如果反应堆冷却剂系统能有较大的惯性流量(主泵轴上装有转动惯量较大的飞轮)或堆芯有较小的功率不均匀系数,也可使事故变得较为缓和。这一事故过程时间很短,一般在5s以内即出现包壳温度的峰值。此外,核电厂系统还应具有自然循环能力,使在事故后期能带走衰变热。卡轴事故中,冷却剂管道内形成很大的阻力,流量下降迅速;断轴事故发生几秒以后,受损环路内形成较大的反向流量,从而减小堆芯流量。因而,一般来说,这两种事故相比,卡轴事故较为严重,但在停堆较晚的情况下,断轴事故也有可能变得更严重。

控制棒弹出事故 简称弹棒事故。控制棒驱动机

构密封壳套发生破裂,反应堆压力容器内外巨大的压差可把插入堆芯的控制棒迅速弹出,快速地对堆芯引入正反应性,使核功率激增,同时也形成堆芯功率很不均匀的分布,出现一个很高的局部功率峰。在事故开始的短时间内,功率激增产生的大部分热量储存在二氧化铀燃料芯块内部。燃料芯块温度升高而熔化,并释放出气体,在燃料棒内部形成高压,可能使燃料元件瞬时破裂。元件破裂后,燃料芯块碎粒把热量迅速传输给冷却剂,使部分冷却剂中能量积聚过量,于是热能转变为机械能,形成很强的冲击波,可能损坏堆芯和一回路。热量传递至元件包壳,可造成部分包壳表面发生偏离泡核沸腾,并继而使包壳达到脆性温度,影响堆芯的完整性。热量传送至冷却剂,可使系统内压力和温度上升,形成一回路的压力高峰,冲击压力边界的完整性。为防止及缓和弹棒事故,应保证控制棒驱动机构密封壳套设计及加工可靠。在核设计上,要求控制棒在堆内合理布置,改善堆芯功率分布,减少单组控制棒的插入深度。

**蒸汽发生器传热管破裂事故** 破口发生后,一次侧冷却剂通过破口进入二次侧,这是一种特殊的小破口反应堆冷却剂丧失事故。由于破口面积小,高压安全注射可以弥补一回路的喷放流量,使堆芯不会裸露,保持得到冷却的状态。蒸汽发生器二次侧压力上升后,将从释放阀及安全阀排出蒸汽和水,并伴随着向环境排出放射性物质。蒸汽发生器水位逐渐提高,最后会导致满溢。满溢后,液体水从释放阀及安全阀流出。这样,会损坏这些阀门,诱发阀门卡在开启位置,液体水进入蒸汽管道又可造成蒸汽管道受到过大的负荷而损坏或破裂,形成更严重的事故。为避免满溢,缓解事故。操纵员必须及时地利用完好蒸汽发生器导出一回路热量,启动稳压器喷淋系统及打开释放阀使一回路减压,并在适当条件下关闭高压安全注射及破损蒸汽发生器的辅助给水系统,以中止破损蒸汽发生器中一次侧向二次侧排放及二次侧向大气排放。蒸汽发生器传热管破裂事故,在国际核电史上已发生多起,成为发生频率最高的极限事故。各核电国家正在研究措施,降低它的发生频率,并试行将此事故列为稀有事故,更严格地限制事故后的放射性物质释放。

**大破口失水事故** 此种事故以假想的冷管段双端剪切断裂为始发事件。过程可分为喷放、再灌水、再淹没及长期冷却四个阶段。①喷放阶段:最初为欠热卸压过程,破口处冷却剂迅速排出,使系统压力在几十毫秒内降到最高温度流体对应的饱和压力,猛烈的压力释放,会形成卸压波在压力容器内传播,有可能使压力容器内的结构变形。此后,系统进入饱和卸压,卸压速率变缓,堆芯区域出现空泡,引入负反应性,将中止裂变

过程,使堆功率降至衰变功率水平。由于堆芯冷却剂流量大大下降,停滞或倒流,元件表面将发生偏离泡核沸腾,传热恶化,引起燃料元件内贮热再分布,元件包壳温度突然上升,形成事故过程中第一个峰值,在喷放阶段,应急堆芯注射的冷却剂(主要由安全注射箱注入),因受下降段环形通道中汽和水的逆向流动的影响,不能通过下降段达到下腔室,而被蒸汽流夹带到破口流出,该现象称之为“旁通”现象。喷放阶段大致将持续10~30s。②再灌水阶段:当一次冷却剂系统与安全壳之间的压力差减至很小时,破口流量减小,应急堆芯冷却剂克服上升蒸汽夹带力而到达下腔室,使压力容器水位开始上升,即开始了再灌水阶段,此阶段结束于水位到达堆芯底端之时。安全注射箱与低压注射系统同时向压力容器内注水,安全注射箱排空后,低压注射系统继续工作。在此阶段中,堆芯是完全裸露的,燃料棒除了靠热辐射和不大的蒸汽自然对流以外,没有别的冷却方式。高温下元件包壳锆合金同蒸汽的反应又成为一个可观的附加热源,燃料元件的温度很快上升。③再淹没阶段:冷却水进入堆芯后,它就被加热,开始沸腾。由强烈的沸腾产生的蒸汽,夹带着相当数量的水滴,向上通过堆芯,为堆芯高温部分提供初始的冷却,随着温度上升,此情况冷却效果愈来愈好,包壳温度达到第二峰值后开始下降。当包壳温度下降到足够低时,冷却剂即可再湿润包壳表面,包壳温度急骤下降(骤冷)。当整个堆芯被骤冷,且水位最终升到堆芯顶端时,认为再淹没阶段结束。这大约于破口发生后1~2min完成。④长期冷却阶段:再淹没阶段结束后,低压注射系统继续运行,换料水箱接近排空时,低压注射泵的进口转接到安全壳地坑,即转入应急堆芯冷却的再循环阶段。长期冷却应维持很长时间,对于大型压水堆,在停堆一个月后,仍然还会有几兆瓦的衰变热功率。

**热管段大破口失水事故** 由于在喷放阶段堆芯流量没有滞止而没有应急冷却水的旁通现象,因而过程现象的严重性比冷管段破口轻得多。

**小破口失水事故** 也以冷管段破口较为严重,与大破口失水事故相区分的主要特点为:系统内汽相与液相的分离及蒸汽发生器导出热量对过程起重大影响。事故初期,有短暂欠热喷放卸压阶段。当系统压力降至最高局部饱和压力时,进入饱和卸压阶段,由于蒸汽发生器继续带走热量及通过破口质量的损失,系统压力继续降低。喷放过程进展较为缓慢,冷却剂保持热力学平衡状态。当一回路减压造成其温度接近二回路温度时,从一回路导出的热量减少,一回路系统的压力和温度出现暂时的稳定。在此时间内压力容器的水位一直在下降,并往往发生“水封现象”。“水封现象”即积存在主泵入口处弯段内的水,阻止了上腔室内蒸汽

经热管段及蒸汽发生器传热管从冷管段破口排出，上腔室内较高的压力将冷却剂从堆芯挤出，形成部分堆芯裸露而升温。上腔室与冷管段之间压差继续增大，可使水封清除，上腔室得到减压，堆芯水位回升，燃料元件淹没。水封清除一次或数次之后，系统压力下降，安全注射箱开始注水，堆芯水位迅速上升，燃料元件淹没，过程进入长期冷却阶段。在小破口失水事故中，包壳峰值温度取决于元件裸露的早晚及裸露期的长短。破口较大，元件裸露较早，但裸露期短；破口较小则反之。因而存在一个一定尺寸的破口，将使包壳温度达到最大值，事故分析应找出这一破口尺寸。失水事故期间，如主泵保持运行，有助于事故的缓解，但此时泵内强烈的汽蚀现象，将危及主泵功能的保持。目前，一般国家的核电管理当局都规定失水事故期间必须停止主泵，在经过一定研究工作之后，此规定有可能修改。

**未能停堆的预期运行瞬变** 核电厂发生预期运行瞬变，参数偏离了正常运行限值而要求停堆时，停堆失效造成的事故。它的初因事件一般是一些二次系统导出热量减少事件，其中以丧失正常给水及失去非应急交流电源最有代表性。这种事故最突出的特点是反应堆冷却剂系统升温升压，特别是当蒸汽发生器蒸干后，升温升压尤为猛烈，如果系统设计不好，会造成不可容忍的一次系统超压。系统升温后产生空泡，加入负反应性，可使事故受到一定的限制。这种假想事故可考验核电厂的稳压器释放阀及安全阀的设计容量、稳压器波动管的位置，反应堆第二停堆系统的性能以及事故情况下的操作规程。此外，美国及其他一些国家的核电管理当局还要求核电厂设置“未能停堆的预期运行瞬变缓解系统起动线路”，当核电厂发生未能停堆的预期瞬变时，此线路独立地触发两种功能：辅助给水投入及汽轮机停机。这两种功能都能抑制一次冷却剂系统的升温升压过程，使事故得到一定缓解。

参考书目

NRC. Regulatory Guide 1. 70. Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants. Washington: NRC, 1978

NRC. Standard Review Plan. Washington: NRC, NUREG-0800, 1981

(俞尔俊)

shengwuzhi fadian xitong

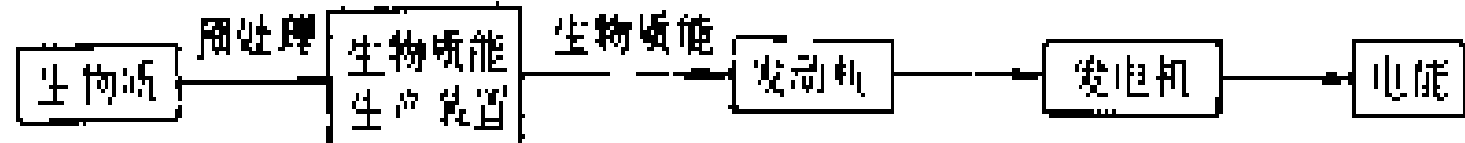
**生物质发电系统** (electricity generating system of biomass) 以生物质能为能源的发电工程的总称。它包括垃圾焚烧发电工程、沼气发电工程、木煤气发电工程、薪柴发电工程等。这类发电工程的规

模，受生物质能的制约。由于世界上已开发的生物质能除用于做饭、取暖等生活用途之外，所剩不多，可供发电的能量很少，因此生物质发电工程的数量和发电量在电力管理部门一般未作统计。生物质发电站的电力用途，现在所知，除法国、联邦德国的一些垃圾焚烧电站所产电力被并网供电外，其他多数生物质发电站的电力都由办电单位自用。

生物质发电系统的装置包括：

- (1) 将生物质转换成能源的装置。不同的生物质发电工程，转换能源的装置是不同的。如垃圾焚烧电站的转换装置为焚烧炉，沼气电站的转换装置为沼气池或发酵罐。
- (2) 与生物质能相配套的发动机。如垃圾焚烧电站采用蒸汽发动机，沼气电站采用沼气发动机或沼气-柴油混烧双燃料发动机。
- (3) 发电机。
- (4) 其他附属装置。如沼气电站中为取得沼气所必需的发酵原料的预处理和计量池、沼气输配装置和管路。

生物质发电系统运行的工艺流程如图所示。



生物质发电系统工艺流程示意图

采用生物质发电系统发电的优点是：

- (1) 因生物质可以再生，其能源可以循环利用，不会枯竭，生物质发电无后顾之忧。
- (2) 城市粪便、垃圾和工业有机废水对环境污染严重，用于生物质发电，化害为利，变废为宝。
- (3) 增产电能，缓和缺电矛盾。

就世界范围而论，生物质发电尚处于初始阶段，许多技术问题还在研究和摸索之中，遇到的主要问题有：

- (1) 垃圾的有机和无机成分分离技术较难，成本较高，因此建立垃圾发电工程系统，投资较大，难于收回成本。
- (2) 沼气工程投资大，沼气成本高，建立沼气发电工程系统，也难于收回成本。
- (3) 因垃圾和沼气发酵原料的质和量受环境、季节影响较大，能量生产不稳定，引起电力生产也不太稳定。因此生物质发电工程所产电能一般只能作为一种补充，还不能靠它稳定地供电。

木煤气发电工程和薪柴发电工程，受资源的制约较大，只能根据资源状况，因地制宜地建立。

(姚永福 吴力斌)

shengwu zhineng

**生物质能** (biomass energy) 绿色植物通过叶绿素将太阳能转化为化学能而储存在生物质内部的能量。常见的有薪柴、秸秆、干牛粪等直接燃烧产生的热能，人畜粪便、秸秆、杂草、工业有机废水废物厌氧发酵产生的沼气，甘蔗、玉米、薯类制造的燃料酒精。植物类型的有机质(如薪柴、秸秆)是光合作用的直接产物，其所含热能来源于太阳能；动物类型的有机质(如屠宰废水中的有机质)由植物产品转化形成，其所含热能最初也源于太阳能；人畜粪便不论是消化以植物还是以动物为食物的排泄物，其所含热能也来自太阳能。因此，生物质能属于太阳能中的一种能源形式。只要太阳存在，光合作用就会不断进行，有机质就会不断产生。因此，生物质能是可再生能源，不像煤炭、石油等一次性能源那样终会枯竭。

人类自从学会使用火，就开始了利用生物质能。最初的利用形式，是燃烧木材。目前，许多发展中国家居民的生活燃料，仍以生物质能为主，约有 20 亿人仍靠烧柴做饭、取暖。中国农民的生活用能，也主要依靠燃烧薪柴秸秆，每年共消耗 5 亿 t，其中木材达 7000 多万 m<sup>3</sup>，占木材总消耗量的 1/3。

沼气的利用，始于 20 世纪初期，发展较快的是中国和印度。现在，世界的农村家用小沼气池约有 530 余万个，其中中国 498 万个，印度 28 万个。利用沼气作为部分生活能源的人口，全世界已达 2500 多万人。沼气已开始成为人类生活的一种补充能源。目前，许多国家除在农村兴办户用小沼气池外，还利用城镇酒厂废醪、糖蜜废水、屠宰废水、畜禽场粪便兴办大中型沼气工程。发达国家兴办大中型沼气工程的目的，是消化城镇有机废物，促进环境卫生。中国兴办这类工程，主要是取得环境保护效益，同时也取得沼气能源，用于集中供应居民生活燃料，或用于发电(见沼气电站)、锅炉燃烧，补充工业能源。世界的大中型沼气工程已有数千个，其中中国有 1600 多个。

从植物中提炼乙醇、甲醇等液体燃料，已在一些国家展开。巴西每年从甘蔗、木薯和甜高粱中生产大约 10 亿加仑酒精，与汽油混合后用作汽车燃料。预计在不久的将来，巴西大部分汽车可以使用这种混合燃料。据统计概算，每 ha 甘蔗生产的能量相当于 24t 煤或 14.5t 石油或 0.25ha 太阳能集热器表面所产生的能量，效益显著。

一些国家已开始开发能源植物。美国成立了石油植物研究所，经过考察发现，石油植物都是橡胶树的近缘，可在沙漠或干旱地带栽培，有很好的开发前景。巴西发现的“柴油树”，流出的油可作汽车燃料。日本试验成功用 7 份桉树油和 3 份汽油混合作汽车燃料。中

国海南省有一种油楠，材心的含油状树液可作燃料。

近 30 年来，世界对能源的消耗急剧上升，总量相当于人类有文字记载以来的能源消耗总和。煤、石油、天然气、铀等矿物能源的枯竭日期已愈来愈近，加强可再生的生物质能的研究和开发，已成为当今世界的一个重要课题。

(姚永福 吴力斌)

shengwu zhineng ziyuan

**生物质能资源** (biomass energy resource)

可用于转化为能源的有机质资源。主要的生物质能资源包括：薪柴、农作物秸秆、人畜粪便、酿酒废醪、糖蜜废水、屠宰废水、豆制品废水等工业有机废水，有机垃圾等。

生物质能资源可开发量的计算 可采用如下公式进行计算：

薪柴可开发资源量 =  $\sum$  森林面积  $\times$  单位面积产量  $\times$  可取薪柴面积系数

农作物秸秆可开发资源量 =  $\sum$  农作物产量  $\times$  草谷比  $\times$  搜集系数  $\times$  可利用作燃料系数

人畜粪便可开发资源量 =  $\sum$  人畜数量  $\times$  排泄量  $\times$  搜集系数  $\times$  可利用作燃料系数

工业有机废水可开发资源量 =  $\sum$  工业品产量  $\times$  废水产品比  $\times$  搜集系数

有机垃圾可开发资源量 =  $\sum$  城镇人口量  $\times$  人均垃圾量  $\times$  有机无机比

薪柴 薪柴在人类利用的生物质能资源中一直居重要地位，在总量中占绝大部分。现在世界上还有一半人口使用薪柴。在发展中国家的城市和农村，薪柴仍然是主要能源(图 1)。

目前，世界森林总面积约 41 亿 ha，其中发达国家 19.20 亿 ha，发展中国家 22.27 亿 ha(图 2)。森林总面积占世界陆地总面积约 30%。世界森林木材总储量估计为 3400 亿~3600 亿 m<sup>3</sup>，每年增长量估计为 66 亿 m<sup>3</sup>。1983 年世界圆木总消费量为 30 亿 m<sup>3</sup>，其中 54% 用作薪柴或木炭(图 3)。

按总数计算，世界每年木材的增长量大于消费量，应能满足需要，但由于增产的木材有相当一部分分布

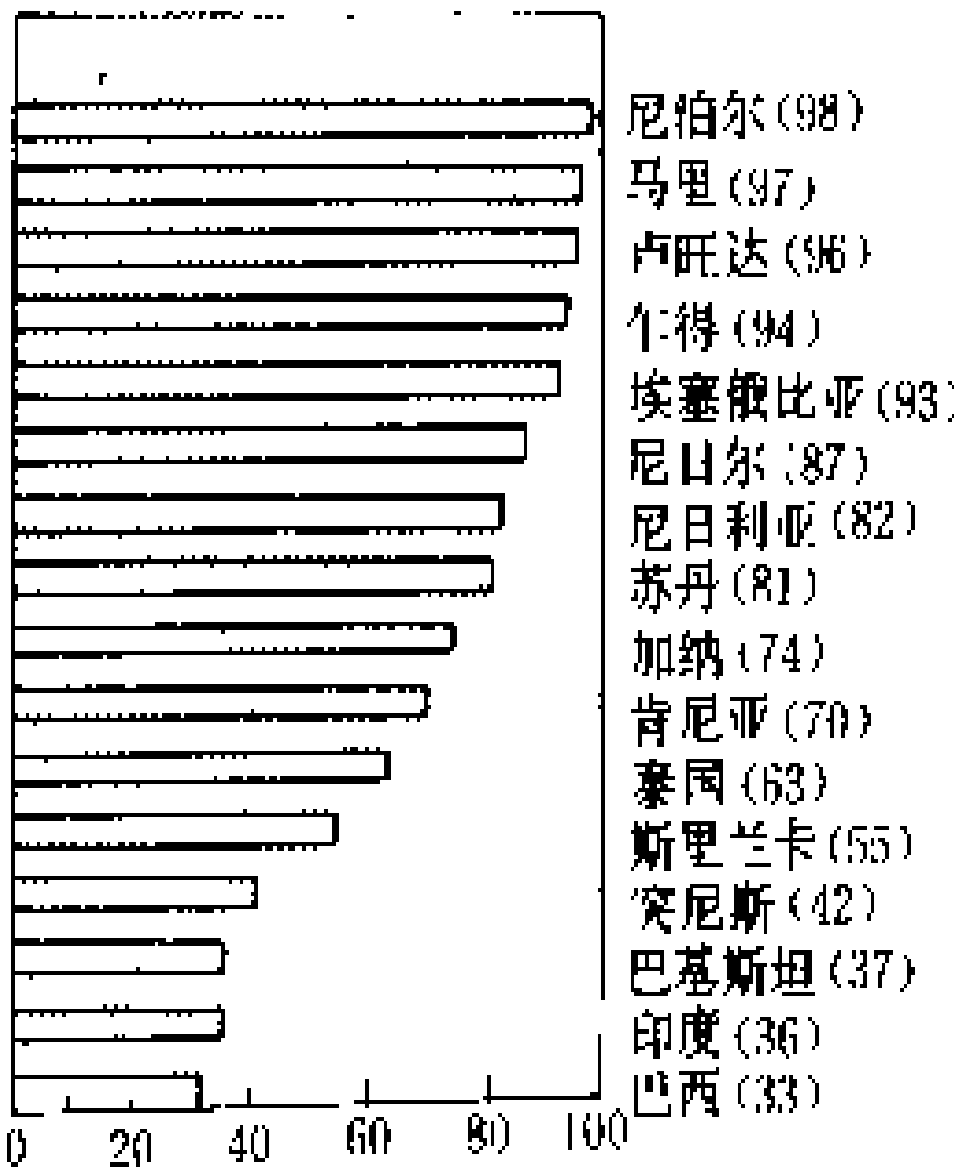


图 1 某些发展中国家薪柴和木炭在能源消费量中占的比例

在不能采伐的阿拉斯加、加拿大和苏联北部，因而不少地方木材和薪柴供不应求。1980年世界缺乏民用木材和薪柴的人口达12.83亿人，其中北非和中东7000万人，拉丁美洲1.43亿人，非洲撒哈拉南部1.3亿人，亚洲7.1亿人。随着人口的增加，估计到2000年将有30亿人面临薪柴奇缺的问题，砍伐速度快于树木生长速度的矛盾会更加

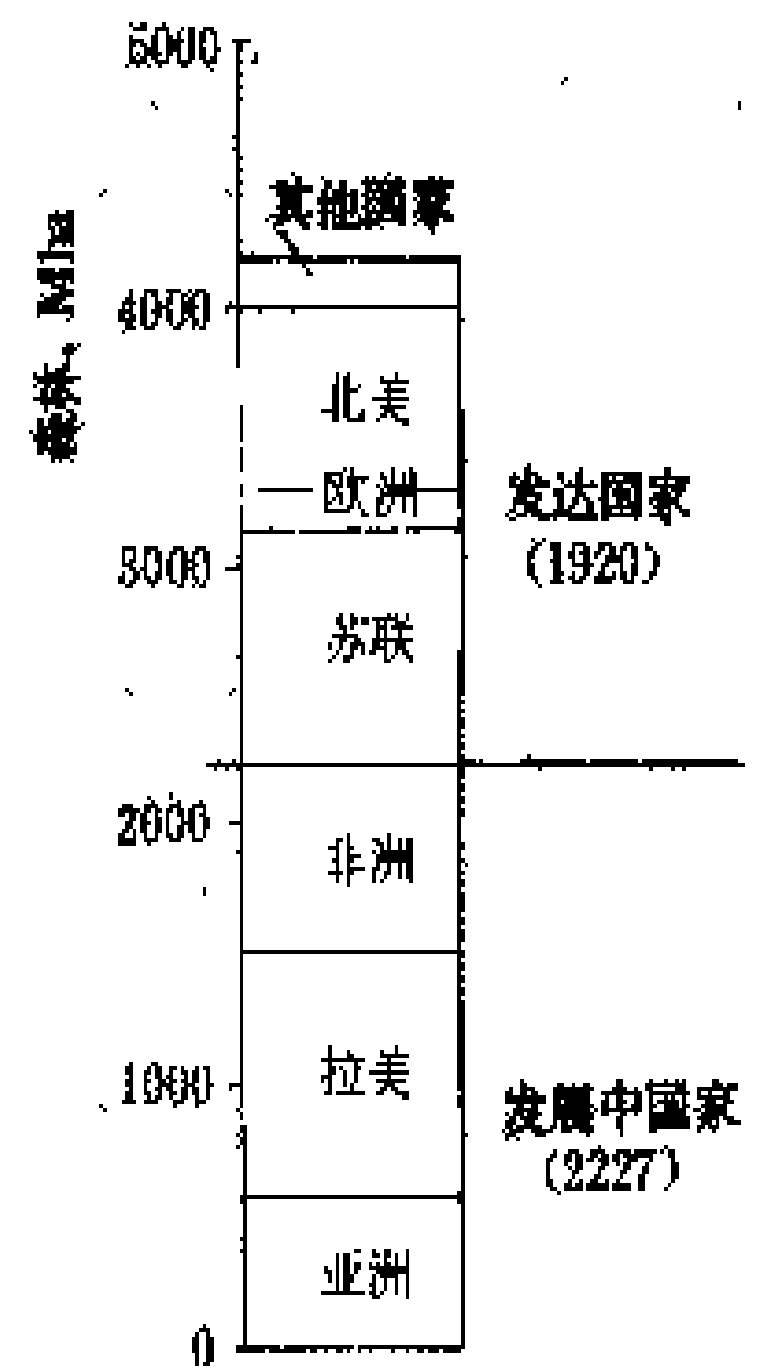


图2 1985年世界森林面积分布状况

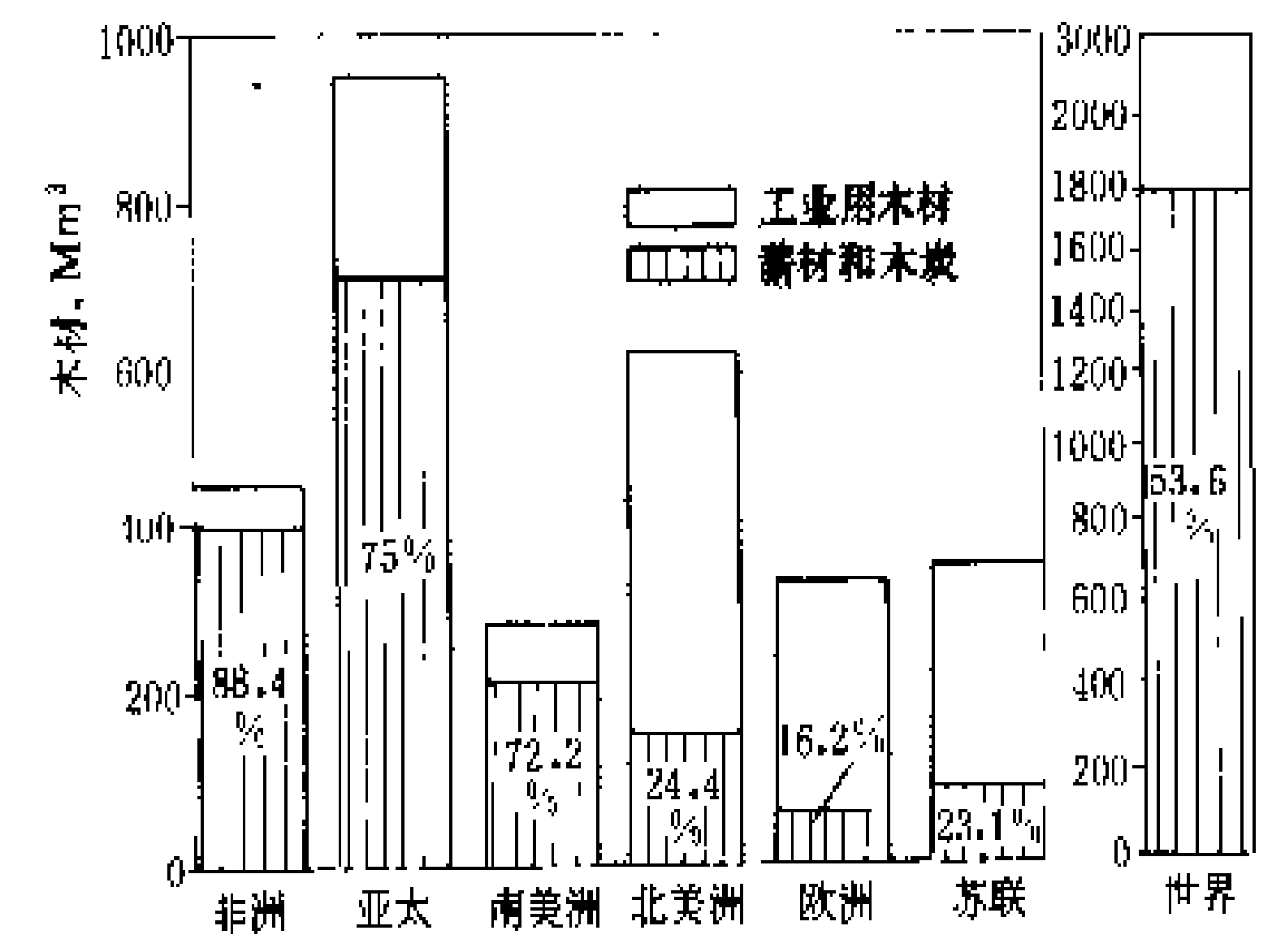


图3 不同地区1981~1983年工业用木材和薪柴的生产量

资料来源：联合国粮农组织，1985年

突出。薪柴短缺已造成森林的过度采伐，影响生态平衡。埃塞俄比亚，20世纪50年代的陆地森林覆盖率为16%，70年代下降到4%，致使干旱和洪水灾害更加频繁。喜马拉雅水源区的森林面积，近30年减少了40%，使高山地带燃料短缺，低洼地区洪水泛滥、泥沙淤积。中国的森林，每年可提供9000万t薪柴燃料，但年实际采伐量约为1.8亿t，以致造成水土流失不断加重。鉴于薪柴不足已经给人类带来严重的影响，人们正在积极寻求解决的措施。发展中国家普遍注意推广新型炉灶，提高薪柴燃料的热能效率。印度、印度尼西亚新型炉灶的热效率都在25%以上，比过去提高一倍以上。与此同时，许多国家还特别注意开辟新的燃料来源，以期从根本上解决薪柴短缺的矛盾。

农作物秸秆 秸秆在中国农村被用作重要的生活燃料，是一种主要的生物质能资源。中国农作物秸秆产量约4.4亿t，其中40%被用作牲畜饲料和工业原料，60%（2.64亿t）被用作生活燃料。1981年中国农业

人口8.2亿人，按每人每天生活需要有效热能3768.12kJ计算，全年共需 $11.279239 \times 10^{14}$ kJ，秸秆的热效率一般为12%，要6.605亿t秸秆才能满足农民生活的基本需要。中国现有的秸秆约可解决农民40%的生活用能。当前秸秆作为能源利用的主要方式是直接燃烧，且多数农民使用老式柴灶，不仅由于热效率低造成能源浪费，还烧掉了其中的有机质和氮等作物营养元素。今后的改进办法，首先是改老式柴灶为新式柴灶，使热能利用率由10%左右提高到20%以上，以提高其热能资源的使用价值；同时，在条件适宜的地方，把秸秆作为发酵原料，生产沼气和有机肥料，这不仅可以使秸秆的热能利用率比老式柴灶提高一倍以上，还可使其有机质和营养元素还田，促进农田生态平衡。

人畜粪便 过去，除在中国的西藏等极少数地方以干牛粪为生活燃料外，人畜粪便均作为肥料资源利用。从兴办沼气以来，中国、印度等国家都把人畜粪使用作沼气的主要发酵原料。中国每年可搜集的人畜粪便1.27亿t（干重），在温度适宜的条件下，每吨人畜粪便（干重）可产沼气250~300m<sup>3</sup>沼气，可解决3~4人一年的生活燃料。如果中国可搜集的人畜粪便有一半用于发展沼气，则可为2亿人提供优质的气体燃料。粪便作为能源资源的开发前景是可观的。人畜粪便制取沼气燃料以后，其肥料效益不会降低，速效氮成分上升。

工业有机废水和垃圾 工业有机废水和垃圾是环境的主要污染源，对生态平衡破坏极大。对这些废物的科学处理和合理利用，已受到许多国家的高度重视。在处理这些废物时，利用其中的能源已被当作一个目的。从有机废水中取得能源，主要是通过厌氧微生物消化产生沼气。从垃圾中取得能源有几种形式：①把垃圾投入焚烧炉直接燃烧，产生蒸汽发电或将蒸汽对用户直接供热；②把可燃垃圾与城市污泥或残油渣掺合制球燃烧；③把可燃性垃圾经过发酵、机械粉碎、压块成型后燃烧；④把有机垃圾在隔绝空气或缺氧条件下高温加热，热解后制成燃料气（氢、一氧化碳等）和燃料油（液态焦油）；⑤把有机垃圾中有机质通过微生物消化转化为沼气。就世界而言，工业有机废水的厌氧发酵和垃圾直接焚烧技术，在法国、联邦德国等已有成熟技术，应用较多；垃圾成型燃料和热解制气、制油燃料技术，也开始实际应用；垃圾沼气发酵的应用技术，尚处于研究当中。在中国，工业有机废水的厌氧发酵制取沼气技术，近年发展较快，在酒厂、酒精厂和畜禽场，已建成了一批实用工程；垃圾能源资源的开发利用，尚处在试验研究过程中。

（姚永福 吴力斌）

shigong

**施工 (construction)** 核电厂建设过程中在工程现场进行的包括现场准备、土建施工、设备安装和调试在内的全部活动。

一座核电厂的施工(900~1300MW压水堆核电厂),第一台机组从第一罐混凝土到商业运行一般需历6年(目前的纪录:法国最短的为60个月,最长的为88个月)。现场施工的费用在工程总投资中的比重约为20%~35%。施工费用的构成,按工作性质划分,大致如下:土建施工不超过40%;机械安装约35%,其中管道安装约占60%,即全部施工费的20%;电气安装,包括仪表和控制在内低于15%;现场管理,包括施工所需支持性基础设施在内10%以上。

现场准备 包括建立支持性基础设施在内通常系由业主负责,即使在采取交钥匙合同方式的条件下亦然。为保证工程按总进度要求如期开工,现场的准备应早作安排。基础设施的计划和设计在确定总平面布置和提出最初的招标要求时,即可开始进行。制订基础设施计划时应计及的重要因素为:厂址的地理位置、包括施工用地在内的占地面积、地形和基本条件;当地的气象条件,滨海厂址还应考虑海洋条件;国家和地方权威机构的法规和条例;现场内部道路和外部公共运输网的联结;电源、水源及现代通信条件;需在现场贮存的材料和部件的数量及其对装卸作业的要求;土建、安装和调试的作业顺序等。在核电工程现场参与施工活动的单位,包括不同层次的分包商在内,共约百余家,其中参与土建施工的单位可达30~40家,参与机、电安装的单位分别可达65家和15家。进入现场的劳动力,在施工高峰期一般不少于2500人;发展中国家需要动用的劳动力,较此数可高出两倍以上。

开始实施核电规划的国家,一般均已具有一定规模的电网和电力负荷,并取得建造常规电厂和其他大、中型工业设施的经验。因此这些国家在建造第一座核电厂时,应能吸收本国的施工队伍参与核电厂现场施工任务。为使本国施工队伍适应核电工程特定要求而采取的首要措施,是建立质量保证体系并对各类人员,包括不同级别的经理在内,相应地进行质量保证的训练。在施工任务主要委诸本国的队伍,而工程设计和项目管理系由国外厂商承担时应予注意的另一个问题是,负责施工的单位往往需要组织一定数量的设计人员,对后者所供应的设计图纸和资料在施工前进行适应性设计,以保证施工的顺利进行。

施工过程的三大控制 质量、进度和投资是施工过程中业主和为其提供物项和服务的承包商进行工程管理和综合控制的三大目标和三个主要方面。

(1)质量管理:业主和承包商在施工过程中从事的

第一个主要活动方面。为了有效地进行管理,必须建立和健全完善的质量保证体系(见质量保证)。施工过程的监督,国外常使用两种形式的监督点,即见证点和停工待检点。在施工质量计划中,对特殊工序和关键工序,列出监督点,并注明其性质(见证点或停工待检点)。以确保施工过程按计划进行,工序处于受控状态。这两种监督为:①见证点(witness point):常用W点表示见证点,它的含义是,业主或业主的代表出席现场监督此工序的进行。若监督者在供方通知规定日期未到现场,则施工单位(承包商)可以自行进行规定的工序活动,但须具有通知了业主的书面证据。②停工待检点(hold point):常用H点表示停工待检点,它的含义是,业主或业主的代表必须出席现场监督此工序的进行。若监督者未按施工单位(承包商)通知规定的日期到达现场,则承包商必须停止工序活动等待监督者。有些国家规定在如下两种情况下,承包商可以继续实施工序活动:即已取得业主的书面许可或承包商确已停工等待了48h之后。

(2)进度控制:业主和承包商在施工过程从事的第二个重要的活动方面。目前在国际上和中国大亚湾核电站都实行四级或五级计划进度。一级进度是整个工程的总进度,即里程碑进度;二级进度是整个工程设计、制造、施工的主要接口进度;三级进度是业主对一定专业范围或一个承包商完成既定合同在进度方面的主要要求。一、二级进度在选择电厂建设主承包商进行招标时业主就写进标书,三级进度由选定的承包商按一、二级进度要求提出,经业主批准作为合同进度,它是承包商进度计划的依据,并用商务条款来保证。四级进度、五级进度主要是承包商的月、周滚动作业进度,它是业主和承包商月、周进度跟踪的主要依据。

施工过程中一些特点 核电厂由于安全要求高和设备巨大等因素施工或安装工作的难度较大,需要采取一些特殊措施以保证工作的顺利完成,如大件的运输和吊装、大体积混凝土的浇筑和不锈钢的高质量焊接等。

(1)大件运输和吊装:核电厂建设过程中,大件运输和吊装活动较常规电厂为多,而且质量要求也很高。如反应堆安全壳穹顶的吊装较为特殊。安全壳穹顶是安全壳钢衬里的重要组成部分,它起着防止安全壳泄漏和穹顶预应力混凝土的模板作用。如大亚湾核电厂的穹顶是由6mm厚的钢板拼接而成。拱底直径37m,总质量150t。因此整体吊装难度较大,通常解体成数块,在就位后再进行拼装。

(2)混凝土工程:核电厂建设中要特别注意的一个重要项目,如大亚湾核电厂的主体工程混凝土浇筑量日最高达1320m<sup>3</sup>,月最高达21351m<sup>3</sup>,耗水泥7500t。

因此混凝土的浇筑应有严格的质量管理制度。对原材料的规格和品质进行严格检查，并在现场进行各种性能试验，以保证水泥等原料是合格的。

(3)焊接:核电厂设备的焊接是确保运行安全非常关键的一项工作。焊接工作必须按照有关规定和标准进行严格的控制和管理。如焊接工艺操作程序、原材料的质量、焊接人员的资格和产品的质量检验等,必须严格按照有关规定进行。

安装(施工)完工报告 当施工或建造完成某项目后,须编写完工报告。它是安装和调试的接口文件。它是由安装完工报告说明书和安装完工报告文件档案两部分组成。

(左 湖 高胜玉)

shimo qilengdui hedianchang

**石墨气冷堆核电厂** (gas cooled graphite-moderated reactor nuclear power plant) 原指使用石墨慢化气体冷却反应堆的核电厂，常指使用镁诺克斯 (MAGNOX) 型气冷堆的发电厂。它用石墨作为慢化剂和结构材料,二氧化碳气体为冷却剂,金属天然铀为核燃料，以及镁诺克斯合金为燃料棒的包壳材料的气冷堆。由于石墨中子吸收截面小，慢化性能好,能利用天然铀作为燃料,这对没有铀同位素分离能力的国家是十分重要的。它和水冷堆比较,气体冷却剂在不高的压力下得到较高的出口温度，可提高电厂的蒸汽参数,从而提高热效率。但由于镁合金包壳不能承受高温,限制了二氧化碳的出口温度,因而限制了反

应堆热工性能的进一步提高。它可以在功率运行时连续换料，提高电厂利用率。

简史 在世界核电厂发展初期，一些没有铀同位素分离能力的国家如英、法等国,这种核电厂曾作为一种主要核电厂类型而大量建造过。表中列出 4 座典型镁诺克斯型石墨气冷堆核电厂的主要参数。如早在 1956 年英国就建成了净电功率为 50MW 的世界上第一座石墨气冷堆核电厂——科尔德霍尔 (Calder Hall) 核电厂，标志着这种类型核电厂进入商用化，以后在英、法、意大利、日本和西班牙等国相继建造和运行了 38 座镁诺克斯型堆，总装机容量共 8945MW。

由于这种核电厂运行参数较低,建设投资大,发电成本高。在 60 年代末，这种堆型已停止建造，有些已停止运行。截止 1990 年底，运行中的石墨气冷堆共 25 座，总功率 4861MW，占全世界核电厂反应堆总数的 5.9%，总功率的 1.5%。

结构 以英国奥德伯里 (Old bury) 镁诺克斯 (MAGNOX) 型堆为例 (见图)，反应堆堆芯为多边形棱柱，对边间距离为 14.2m，总高为 9.8m，其中石墨慢化剂或者活性区直径为 12.8m，高为 8.5m，整个堆芯包括活性区、反射层和侧面屏蔽都支承在一个格板上，再通过垫板把所有载荷 (静载荷和地震载荷) 传给反应堆容器底部。全部石墨质量约 2060t，内有 3308 个燃料孔道,从堆芯底部到顶部,每个孔道内安装 8 根镁诺克斯合金材料为包壳的天然铀燃料棒 (直径为 28mm，长为 972mm)，其栅距为 197mm。包壳外面有

人字形的加肋传热表面和保证燃料棒中心定位用的凸条。含硼控制棒插入堆芯燃料棒孔道之间的管道内。每根控制棒有独立的驱动机构。

二氧化碳气体经过气体循环风机 (主风机) 加压后通过屏蔽层内的通道到堆芯底部，然后沿燃料棒流到堆芯顶部，加热后的气体流经屏蔽层的上部，往下通过蒸汽发生器返回循环风机形成一回路流动。

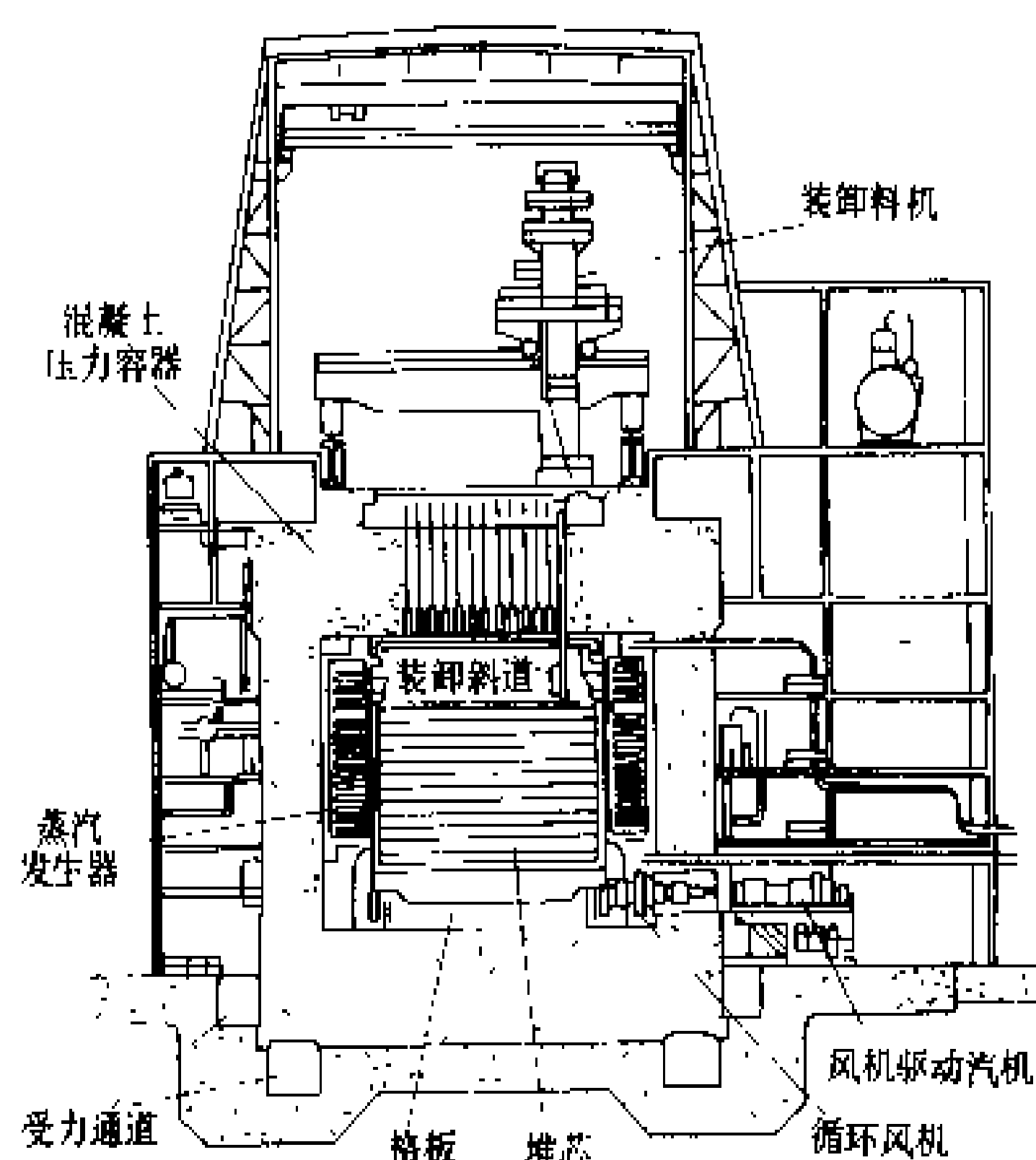
4 台蒸汽发生器对称地安装在堆芯周围，堆芯和蒸汽发生器之间是一层由石墨

典型镁诺克斯型石墨气冷堆主要参数表

核电厂名称	科尔德霍尔 Calder Hall	奥德伯里 Old bury	威尔法 Wylfa	布热 1 Bugey
商业运行年月	1956	1967.12	1971.11	1972.7
热功率 (MW)	268	925	1876	1954
净电功率 (MW)	50	217	475	540
活性区尺寸 高/直径 (m)	6.4/9.4	8.5/12.8	9.1/17.4	9.0/12.2
燃料形状	圆柱棒	圆柱棒	圆柱棒	空心圆柱
燃料富集度	天然铀	天然铀	天然铀	天然铀
燃料装量 (t)	110	292	595	520
平均功率密度 (MW/m <sup>3</sup> )	0.55	0.82	0.9	—
包壳材料	Magnox	Magnox	Magnox	Mg-Zr
冷却剂压力 (MPa)	0.765	2.41	2.76	4.23
冷却剂进/出口温度 (℃)	150/345	220/360	230/360	221/403
燃料燃耗深度 (MW·d/tU)	3000~4000	5000	4755	3500
汽机主汽门汽压 (MPa)	1.5	3.8	4.6	3.3
汽机主汽门汽温 (℃)	321	393	401	377
热效率 (%)	19	27.34	25.78	27



和碳钢组成的屏蔽层,每个蒸汽发生器下面有1台轴流式风机,由背压式汽轮机驱动。



镁诺克斯反应堆布置图

在蒸汽发生器内产生的蒸汽有两种不同的压力,高压蒸汽通过循环风机的驱动汽机后返回蒸汽发生器过热,然后和低压蒸汽混合后进入汽轮发电机组。

#### 参考书目

IAEA. Technical Reports Series No235. Status of and Prospects for Gas Cooled Reactors. Vienna: IAEA, 1984

(徐元辉)

shimo qilengdui ranliao yuanjian zhizao

**石墨气冷堆燃料元件制造** (fabrication of fuel element for gas-cooled graphite-moderated reactor)

石墨气冷堆通常采用天然金属铀棒状燃料元件。它是把加工成芯体的铀棒(或管)装入带有散热肋片的包壳管中,两端用上下端塞堵孔密封焊接而成。其制造过程大致可分四步:①熔炼与铸造;②芯体加工;③燃料元件组装;④燃料元件检查。

**熔炼与铸造** 用镁(或钙)热还原法得到的粗铀锭或多或少含有杂质,必须进一步通过真空熔炼提高纯度,同时配入合金元素并铸成适于加工的形状。

**熔炼**通常在容量为1~2.5t的真空感应炉(底注或倾注式)中进行。采用石墨坩锅,并用铸铁或石墨做铸模。它们都涂抹 $Al_2O_3$ 、 $MgO_2$ 或 $ZrO_2$ 作内衬。精炼温度1573~1673K,压力13~1.3Pa(真空)。浇铸成棒状或管状。

英国石墨气冷堆采用调质铀,即在铀中加入200~500ppm铁和500~1200ppm铝,能细化晶粒,增加

抗辐照肿胀能力,改善各向异性。法国早期采用铀-钼或铀-钼-铝-锡合金,后来采用铀-铝(500~900ppm)-铁(200~400ppm)-硅(50~500ppm)-铬(50~150ppm)合金,与原合金相比,优点是吸收中子少,耐813K高温,比功率和燃耗较高,辐照稳定性较好。

**芯体加工** 芯体有棒状和管状两种。既可用轧制或挤压成型,也可由铸造成型。原则上凡用于普通金属的任何一种金属加工的方法和设备都可用于铀芯体的加工,但必须考虑铀的特性,改进加工方法以防止氧化,并采取必要的安全防护措施。

铀的热加工可在 $\alpha$ 相或 $\gamma$ 相进行。 $\beta$ -U硬而脆,不能加工。一般采用盐浴炉加热。盐浴除了在加热和轧制过程中有良好的保护作用外,还能准确指示是否需要重新加热。铀轧制可在 $\alpha$ 相或 $\gamma$ 相进行, $\gamma$ -U有充分的延性,但轧制时容易卷叠和陷塌,一般在 $\alpha$ 相进行轧制。 $\alpha$ 相随温度提高而迅速软化,所有铸态金属的粗轧及大压延量的轧制均在873K左右进行。低温(573K)轧制的产品尺寸公差较好,退火后晶粒较细。

铀可以在高温(873K) $\alpha$ 相或1053K以上的 $\gamma$ 相挤压。 $\gamma$ 相挤压的主要优点是:可以直接从铸锭生产各种形状型材,所需的压力较低,挤压比可以很大。但在 $\gamma$ 相挤压时,刚挤出的铀容易粘结在模具上,另外需要采取保护措施以减少挤压件氧化。

加工可以细化铸态金属的晶粒,改善金属物理性能,但会使晶体产生择优取向(即织构)。加工温度越低,择优取向越严重,辐照生长也越大。防止这种现象的方法除添加微量合金元素外,还可将铀棒进行 $\beta$ 处理(即 $\beta$ 淬火),再退火使其达到结晶方向的无序化。对直接铸成棒状或管状的燃料,为了消除铸态组织和细化晶粒,也要进行同样的处理。

铀棒在 $\beta$ 处理前后都要在通常的矫直机上进行矫直。然后在自动车床上对表面进行精加工,并沿着圆周方向每隔一定距离切削出一道道棘齿制动线,最后切断成最终尺寸。加工后的芯体要用去油剂,如TCE( $HC_2Cl_4$ )清洗。

**燃料元件组装** 早期,英国曾使用含铀量较高的包壳材料镁诺克斯(Magnox)C,但后来在改进型科尔德霍尔(Calder Hall)堆上采用了镁诺克斯AL80。法国则用Mg-Zr合金包壳材料。为了改善包壳表面的散热性能,在包壳上制成一定形状的散热片,曾使用过垂直形或螺旋状肋片。采用螺旋状散热片,当 $CO_2$ 气体沿散热片流动时会产生旋转力的问题。后期的科尔德霍尔改进堆上改用人字形散热肋片,缓解了旋转力问题,而且传热性能也有改善。它是先挤压成四根对称筋的圆镁管,然后在专用铣床上铣成人字形的散热

肋片。法国则切削出很多像杉树叶子那样的散热肋片。

组装前对包壳管要进行清洗，然后把铀芯体装入包壳管中，在两端各加一块厚约 5mm 的  $\text{Al}_2\text{O}_3$  垫圈，再放入端塞，抽空、充氮并在氩弧焊机或电子束焊机上焊接。端塞焊好后，在高温高压下将包壳管压合到预先切削好的制动沟中，以保证芯体与包壳管的密合性。对于堆中低温下用的包壳管，要进行晶粒细化调整处理。可通过控制压合时的温度与时间一并来实现。压合后的燃料棒（或盒）在电炉内经 673K（法国还施加 40MPa 压力）退火，以消除应力。然后在燃料棒的外部装上肋板和其他金属零件，把它装入石墨套筒中，便完成了整个燃料元件的加工工序。

法国制造的套筒（即中空棒）元件，内外都有包壳管，采用铀芯体表面喷镀纯铝的冶金结合，以避免使用中内壳脱开。

**燃料元件检查** 为了确保燃料元件制造质量，应重视质量保证体系的作用，同时在严格的质量控制下，进行从原料、中间产品到最终成品的质量检查。例如，原材料，铀锭、包壳坯料或其他构件的成分，要用化学分析法检查，保证其组成和纯度。在加工过程中，除了进行各自的外观、尺寸和完整性检查外，还要进行金相试验和超声波晶粒度检查。芯体装入包壳管焊接成燃料棒，要用 X 射线检查端塞焊接部位的焊接缺陷，用氮气找漏检查密封性。组装成燃料元件后主要进行尺寸和外观检查。

（谢家铭）

shimo shuilingdui hedianchang

**石墨水冷堆核电厂** (graphite-moderated water-cooled reactor nuclear power plant)

使用石墨慢化轻水冷却反应堆的核电厂。反应堆属于压力管沸水型核反应堆。反应堆内由核裂变产生热能，使冷却剂部分汽化，蒸汽经汽水分离后送往汽轮机做功发电。

**发展简史** 石墨是一种良好的中子慢化材料，其机械性能、热稳定性和导热性均较好，易于获得，价格便宜，所以在核反应堆上特别是初期的核反应堆上得到广泛使用。1942 年 12 月 2 日于美国芝加哥大学建成的世界上第一个实现自持链式反应的反应堆，都是以石墨为慢化剂的。在此以后，美、苏、英、法相继建成多座以生产钚为目的的军用生产堆，都是以石墨为慢化剂的，其中美、苏以普通水为冷却剂，是石墨水冷堆；英、法以  $\text{CO}_2$  为冷却剂，是石墨气冷堆。

石墨水冷堆核电厂是在军用石墨水冷产钚堆的基础上发展起来的。苏联第一座核电厂就是石墨水冷堆

核电厂，它建成于 1954 年 6 月，位于苏联奥布宁斯克 (Obninsk)，发电功率为 5MW（参见彩图插页第 2 页 4 图）。以后在 1958~1962 年间，苏联又在特罗伊茨克 (Troitsk) 西伯利亚电厂建立 6 座石墨水冷两用堆（既产钚，又发电），每座热功率为 600MW，电功率为 100MW。

苏联是世界上唯一发展石墨水冷堆核电厂的国家，从初期的压力管压水型（有蒸汽发生器）发展为压力管沸水型（无蒸汽发生器），其间曾建设过核过热沸水反应堆，现在大量运行的是产生饱和蒸汽的压力管沸水型反应堆核电厂。于 1964~1967 年在别洛雅尔斯基 (Beloyarskiy) 核电厂建成两座示范石墨水冷堆核电机组，电功率分别为 102MW 和 146MW（其中 1 号机组已停运）。1973 年 12 月索斯诺维博尔 (Sosnovyy Bor) 核电厂电功率为 925MW 的 1 号石墨水冷堆核电机组投入运行，此后连续有 15 台 925MW 石墨水冷堆核电机组建成投入运行，其中索斯诺维博尔 4 台，库尔斯克 (Kursk) 4 台，斯摩棱斯克 (Smolensk) 3 台，切尔诺贝利 (Chernobyl) 4 台（其中 4 号已因事故停运）。925MW 石墨水冷堆核电机组 (PEMK-1000) 已成为当时苏联核电厂两大主力机组之一（另一为压水堆核电机组）。1983 年 12 月位于立陶宛伊格纳林纳 (Ignalina) 的电功率 1380MW 1 号石墨水冷堆核电机组投入运行，2 号 1380MW 机组也已运行，这是目前世界上单堆容量最大的核电机组。此外苏联还在 70 年代于比利比诺 (Bilibino) 建造 4 台电功率为 12MW 的石墨水冷堆发电供热两用核电机组。

在 1986 年 4 月 26 日发生的切尔诺贝利核电厂事故造成巨大损失，当时的苏联即决定停止发展这种类型的核电厂。

美国汉福德 (Hanford) 的 N 堆也是一座在石墨水冷生产堆基础上发展起来的石墨水冷发电产钚两用堆，电功率为 860MW，于 1966 年建成，目前它处于冷停堆阶段，除非紧急需要再生产钚时，它将不再重新启动。

至 1990 年末，世界上运行中的石墨水冷堆核电机组共有 20 台，净发电功率 15754MW，分别占全世界核电厂反应堆总数的 4.7% 和总净发电功率的 4.8%。

**结构与工艺** 现以苏联 925MW 石墨水冷堆核电机组 (PEMK-1000) 为例来说明这种类型的核电厂。这种机组的反应堆热功率为 3200MW，电功率为 925MW，电厂效率为 31.2%。

**堆芯** PEMK-1000 的反应堆堆芯由为数众多的正方柱形石墨块（截面 250mm × 250mm，高 200~600mm）堆砌面成，组成 2488 个垂直柱体，石墨柱体构成近似圆柱形，外面有铝垫块和轻型密封外壳，使之

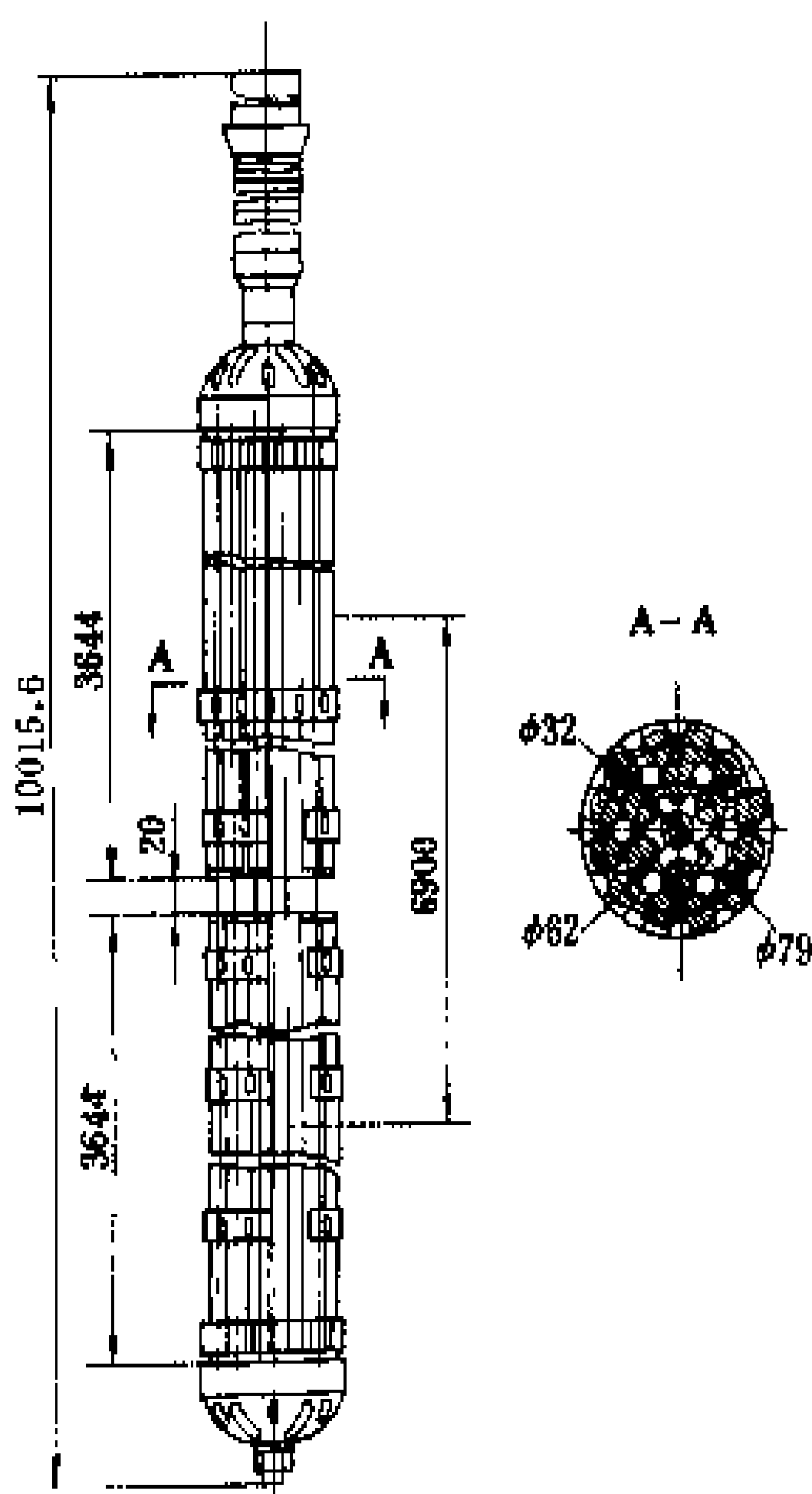


图1 PEMK-1000的燃料组件

成为具有直径11.8m、高7m的堆芯（侧反射层厚1m，端部反射层厚0.5m）。石墨砌体总质量1700t，位于堆芯下部的金属结构上，金属结构把它的重力传递至混凝土基础。石墨砌体的最高运行温度为700℃，空隙充有缓慢流动的氮氢混合气体（氮氢质量比为60：40），以保护其免

遭氧化，并减少

热阻以导出反应堆运行时在石墨砌体中产生的热量（约占总热量的5%），同时配合工艺管完整性监测系

统监测单根工艺管的破漏。石墨砌体上、下及四周有生物屏蔽层。石墨块内有垂直圆形孔供安装工艺管（同时供安装控制和监测管道），栅距250mm。共有工艺管道1661根。工艺管外径为88mm，材料原为铝合金，现改为锆合金（Zr+2.5%Nb）。每根工艺管内装有束棒形燃料组件2个，每个燃料组件由18根直径13.6mm、长约3.5m的燃料棒组成。燃料棒内装烧结 $UO_2$ 芯块，富集度为2.0%，包壳材料为锆合金（Zr+1%Nb）。每个燃料组件含铀114.7kg，堆芯总铀装载量为180t。图1给出燃料组件结构。

每根工艺管的最大热功率为2600kW。燃料比功率为17.8MW/t，平均燃耗为20000MW·d/tU。堆芯径向功率不均匀系数为1.48，轴向功率不均匀系数为1.4。

冷却水从工艺管下端进入，温度270℃，经燃料组件加热至饱和温度，并且部分沸腾产生蒸汽，在工艺管出口处冷却水的平均质量含汽率为14.5%（满功率时），压力约为7MPa，温度284℃。汽水混合物通过上分组集流管和出水总管流向汽水分离器。堆芯结构见图2。

工艺流程和厂房布置

反应堆冷却剂系统由两个环路组成，每个环路有2台卧式汽水分离器（共4台）和4台主冷却剂泵（其中3台运行，1台备用）。汽水分离器分离后的水和汽轮机乏汽的凝结水混合后，经主冷却剂泵经压力总管和下分组集流管送往各工艺管。通过堆芯的冷却剂总流量为37500t/h，单根工艺管的流量可以调节，以适应堆芯的不同功率分布。汽水分离器分离后的干蒸汽水分含量低于0.1%，压力为6.4MPa，温度为280℃，总流量为5800t/h，送往2台500MW的汽轮机（K-500-65/3000）。汽轮机乏汽经凝汽器、低压加热器、除氧器和给水泵（共5台，其中4台工作，1台备用）送至汽水分离器。工艺流程见图3。主厂房布置纵剖面见图4。

应急堆芯冷却 PEMK-1000的应急堆芯冷却系统设有12台安注箱（应急堆芯冷却系统容器，充压至10MPa）和6台应急堆芯冷却系统泵（构成三个回路，每个回路能供给50%流量，各有一台高压泵和一台低

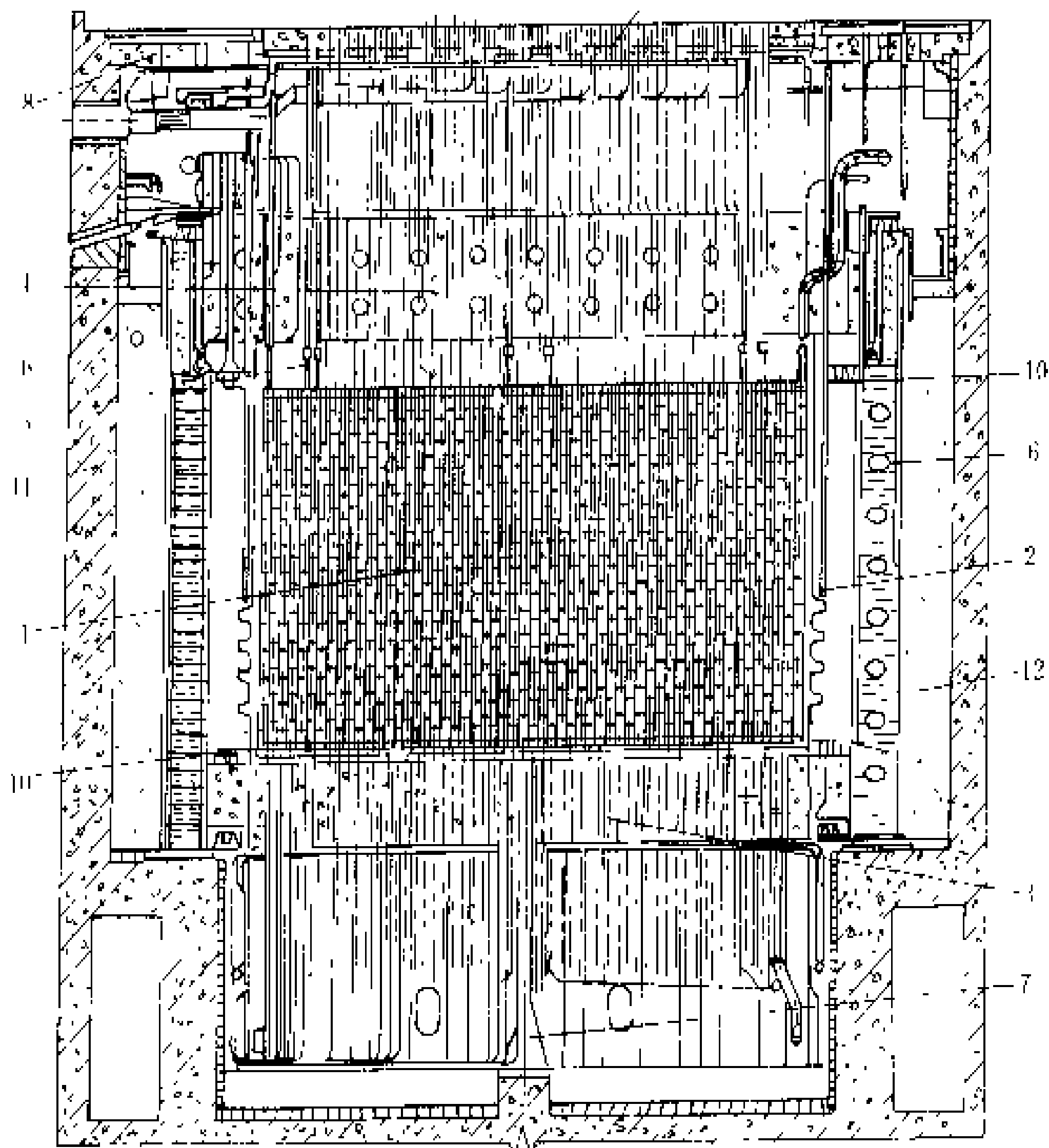


图2 PEMK-1000堆芯结构

1—堆芯（石墨块）；2—堆芯外壳；3—下部支承结构；4—上部堆芯盖板和屏蔽；5—燃料孔道导管；6—环形水箱；7—支撑金属结构；8、9—运转层地板；10—钢基础板；11—反应堆屏蔽结构；12—沙层

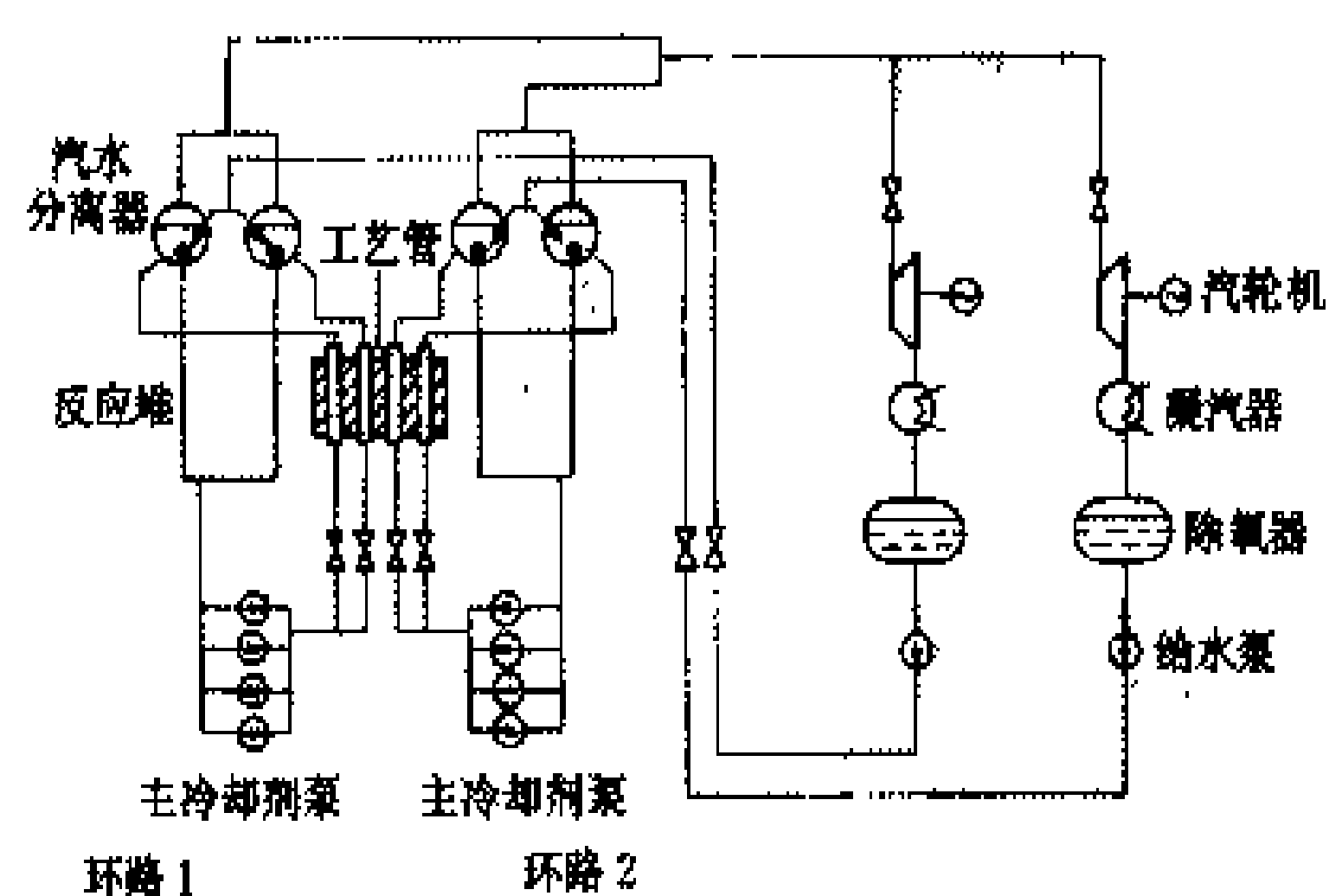


图3 PBMK-1000 水汽回路简图

压泵），后者的水源来自抑压水池。应急堆芯冷却系统在出现堆芯主冷却系统破坏事故时，如主回路大直径管道破裂、主蒸汽管道或给水管破裂时，向堆芯供给含硼水，导出堆芯余热。应急堆芯冷却系统见图5。

**堆芯监测** PBMK-1000 设有监测每根工艺管冷却水流量的系统、监测工艺管出口水剂量的燃料元件包壳密封性监测系统、监测工艺管外间隙抽气湿度和温度的工艺管完整性监测系统以及监测石墨和金属结构温度的系统。以上所有的监测数据都输入电厂计算机，以显示和记录形式提供给操纵员，并适时发出报警信号。

PBMK-1000 还设有监测堆芯功率分布的系统，其

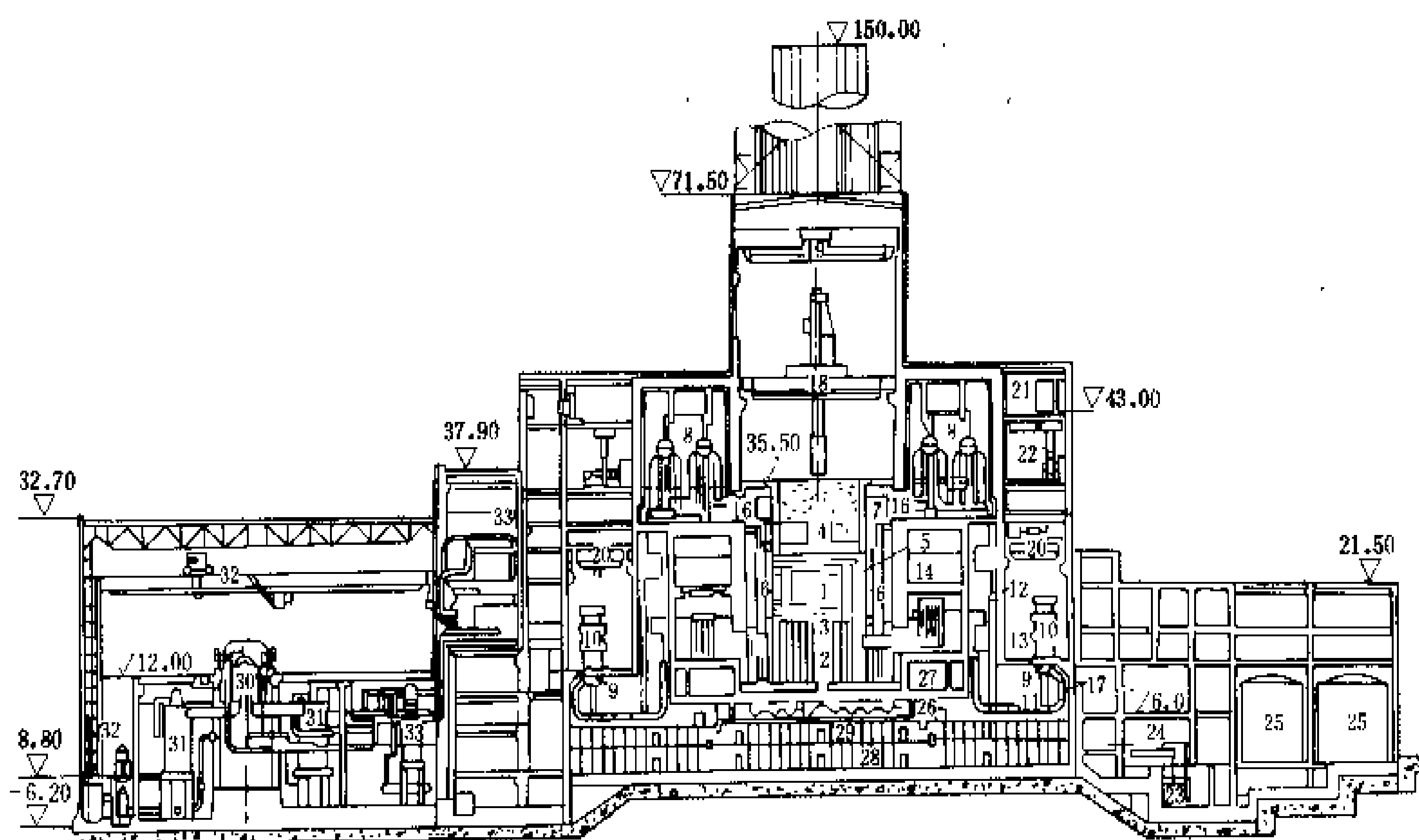


图4 PBMK-1000 主厂房布置纵剖面图

1—石墨砌体；2—“S”金属结构；3—“OR”金属结构；4—“E”金属结构；5—“KZh”金属结构；6—“A”金属结构；7—“D”金属结构；8—鼓式汽水分离器；9—主冷却剂泵；10—主冷却剂泵电机；11—主隔离阀（ $\phi 800$ ）；12—入口总管；13—压力总管；14—分组建流管；15—下部水传输管；16—汽水传输管；17—主冷却剂回路管（ $\phi 800$ ）；18—换料机；19—中央大厅吊车（50/10t）；20—主冷却剂泵房吊车（50/10t）；21—送风机；22—排风机；23—可控泄漏排放箱；24—可控泄漏热交换器；25—计划预防性维修箱；26—事故封闭区的金属结构和管道；27—下部水传输管室的止回阀；28—事故封闭系统释放阀；29—事故封闭系统冷凝器；30—汽轮机；31—汽水分离再热器；32—汽机房吊车（125t）；33—除氧器

监测点为径向130点，轴向84点，输出经处理后在主控制室显示。

**控制与保护** PBMK-1000 的反应堆设有211根控制棒：短棒24根；自动棒24根，其中12根用于局部功率控制，12根分3组用于平均功率控制（其中1组用于低功率，2组用于高功率）；事故棒24根；局部功率保护棒24根（每区2根）；手动棒115根。控制棒吸收体材料为碳化硼。这些控制棒在装于堆芯垂直圆孔内的独立专用孔道内移动，有独立的冷却回路，用以自动维持功率水平、控制局部功率、起停堆和升降功

率、补偿燃耗及反应性变化、紧急停堆。其中24根从堆芯下部插入的控制棒，用以调节轴向功率分布。

核电厂设有停堆保护，用以在下列事故出现时自动插入全部控制棒以停止链式反应：短周期、功率超过允许值、汽水分离器高压、汽水分离器高低水位、冷却剂回路出现大泄漏、2台汽轮机或2台主冷却剂泵同时停止和补给水流量下降一半等。

防止主冷却回路超压的系统通过把蒸汽排到抑压水池并予以冷却，来保证回路压力维持在允许水平以下。

核电厂还设有 3 台容量各为 5500kW 的柴油发电机组，作为应急电源。

shimo shuilengdui kongzhi

## 石墨水冷堆控制 (control of water cooled

graphite moderated

reactor) 实现石墨水冷反应堆的总功率控制及其堆芯不同的区域在给定工况下的运行参数监控，以保证反应堆的安全运行。

石墨水冷堆全堆有工艺管（包括过热蒸汽管）2000 根左右。对反应性，采用控制棒进行控制，典型石墨水冷反应堆的控制机构包括多种吸收棒。其中，事故保护棒用于安全停闭反应堆；自动调节棒用于总功率和区域控制；手动调节棒和短棒吸收体用于径向和轴向功率分布调节。

石墨水冷堆功率调

节系统 用以对石墨水冷堆的总功率进行监控。通常，共有三套调节系统：在额定功率 0.25%~6% 时，有一套平均功率自动调节器进行工作，它有 4 个电离室电流测量通道，并操纵 4 根调节棒在堆芯同步位移；在额定功率 6%~100% 的区间，运用了两套平均功率自动调节器，其中一套投入运行，另一套处于“热”备用状态。当运行中的调节器出现故障时，备用调节器自动投入运行。每一套都具有 4 个测量通道和 4 个执行通道，并且，当任何一个测量或执行通道脱开时，调节器仍保持工作能力。

石墨水冷堆径向功率分布监控 通常，在石墨水冷反应堆内，沿径向均匀分布自给能探测器。在功率提升过程中，用功率调节系统自动控制堆功率，根据自给能探测器信号与整定值信号的偏差，操纵手动调节棒，调整功率分布。当反应堆进入稳定工况后，操纵员可以手动投入分区自动调节子系统，以保持稳定的反应堆功率分布。

石墨水冷堆轴向功率分布监控 石墨水冷反应堆内设有多个轴向中子通量密度分布监察孔道，每个孔道沿轴向均匀分布自给能探测器，当出现轴向中子通量密度“扭曲”时，手动调整短棒吸收体和手动调节棒，以消除这种“扭曲”。

石墨水冷堆事故降功率系统 当因核电厂主要设

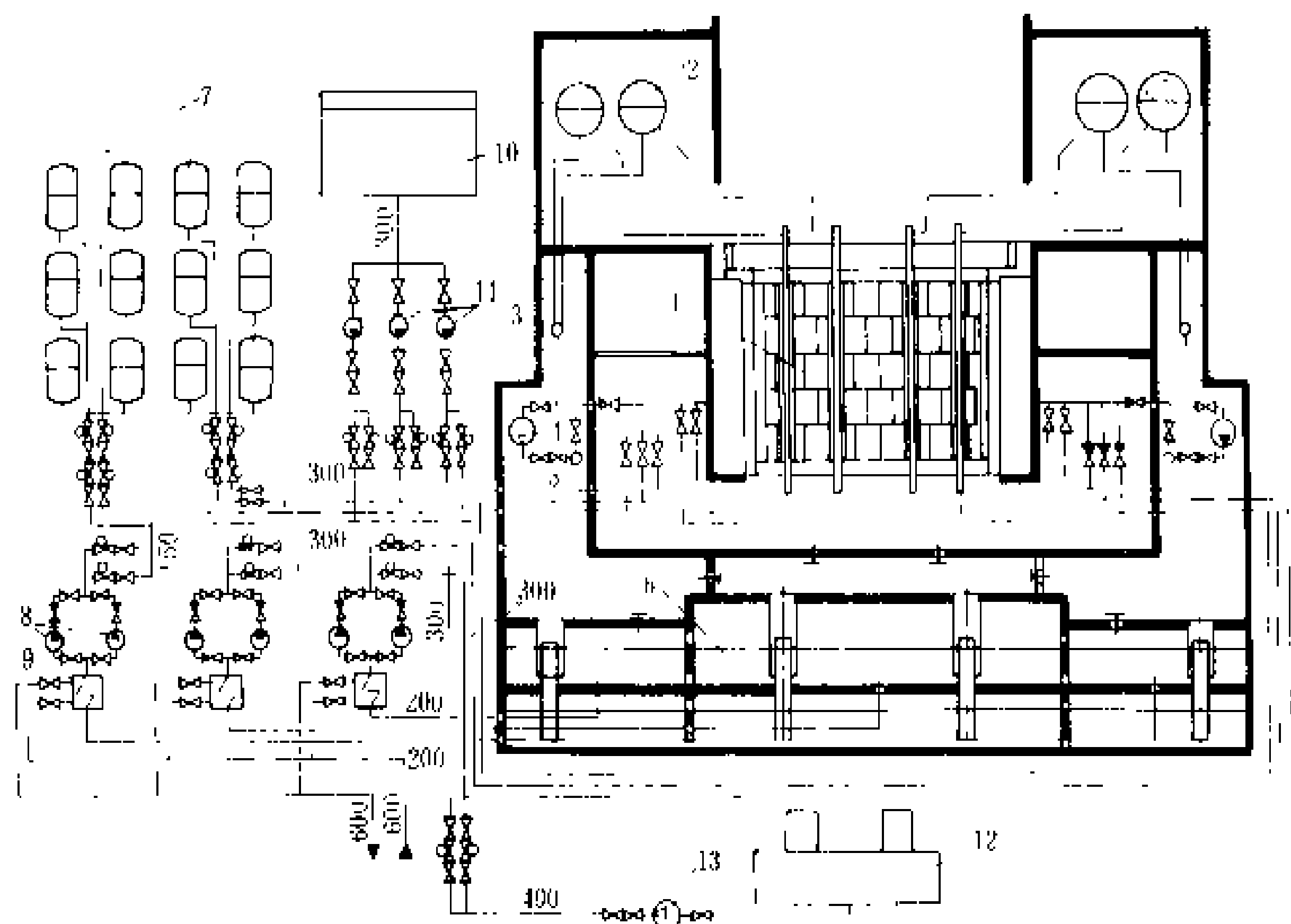


图 5 PEMK-1000 应急堆芯冷却系统

1—反应堆；2—汽水分离器；3—入口总管；4—主冷却剂泵；5—压力总管；6—抑压水池；7—安注箱；8—冷却损坏半边反应堆的应急堆芯冷却系统泵；9—热交换器泵；10—洁净凝结水箱；11—冷却未损坏半边反应堆的应急堆芯冷却系统泵；12—除氧器；13—给水泵

**主要特点** 石墨水冷堆核电厂的主要优点是：①不需要重型的高压容器和其他大型设备，设备较易制造和运输；②堆芯由相同的单元组成，类似积木块结构，结构灵活，较易扩大或减少堆芯总功率，较易建造大功率核电厂；③采用直接循环方式，不需蒸汽发生器；④能进行单根工艺管道的运行监测，事故时可单独隔离；⑤可通过装换料机实现不降低运行功率条件下更换燃料组件，从而提高了核电厂的可利用率。

这种类型核电厂的致命缺点是：在低功率时不具有自稳性，从而降低了电厂的安全性。它的燃料反应性温度系数为负值（例如： $-1.2 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ ），但石墨反应性温度系数为正值（例如： $+6 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ ），空泡反应性系数为正值（例如： $+2.0 \times 10^{-6}/\text{每}1\% \text{蒸汽容积}$ ），在满功率下它的净效应是负的，但在 20% 功率以下运行时它的净效应是正的，从而使运行不稳定，也就是说此时功率向正的方向扰动时，会导致反应性增加，从而使功率增加，这是很危险的。

石墨水冷堆核电厂的其他主要缺点有：①堆芯和循环回路庞大，从而不能设置如压水堆、沸水堆核电厂所具有的完整的第三道屏障——安全壳；②控制棒下落太慢，最大速度为 0.4m/s，从而不能及时遏制紧急事故的后果；③运行比较复杂。

（王鼎铨）

备故障而需要降低反应堆功率或将反应堆负荷转到厂用负荷的工况时,自动功率调节系统即以每秒4%额定功率的速率首先将功率降至80%水平,然后以每秒2%额定功率的速率继续下降到事先确定的功率水平。在事故降功率的情况下,附加的调节棒将连接到功率调节系统上,以便增加它的有效性。此外,出于安全的考虑,事先确定一组调节棒不随调节系统信号动作,而直接根据降功率初始信号插入堆芯。

**石墨水冷堆堆芯参数监察** 为对堆芯参数进行监察,需配备成群的堆芯参数监察测量系统和计算机数据处理系统,其基本任务有:燃料组件功率计算,工艺管内蒸汽含量计算,达到临界释热点的安全系数计算,后备反应性计算,栅格内石墨最高温度计算,径向功率不均匀系数计算,以及堆芯径向和轴向释能监察探测器的整定值计算。

#### 参考书目

Доллежалъна НА, Емельниовия ИЯ. Канальный ядерный энергетический реактор. Москва: Энергоатомиздат, 1980

(叶奇善 龚云峰)

Shijie Hedian Yinyunzhe Xiehui

**世界核电营运者协会** (World Association of Nuclear Operators, WANO) 切尔诺贝利核电厂事故后,为交流核电运行经验,提高核电运行安全性和可靠性而成立的一个世界核电营运单位的民间组织。1989年5月15日在莫斯科正式宣布成立,当时有世界上144家电力公司参加,活动经费由各成员分摊。

协会的成立是苏联切尔诺贝利核电厂事故影响的结果。人们认识到,核电厂事故影响太大,核电厂只有具有高度的安全性才能给人类带来利益。实践表明,核电厂的最终安全不仅取决于完善的管理法规,而主要依赖每一个核电营运单位对核电厂的安全管理,因此,全世界的核电营运单位都有责任改进各自核电厂的安全性能,并相互交流各自成功的运行经验,以期共同促进核电运行安全性和可靠性的提高。

协会的主要活动是:

- (1) 交流运行经验,收集、甄别、分析、分发与核电厂安全运行有关的事件数据;
- (2) 交流成功的实践经验;
- (3) 主持营运单位之间的信息交换、技术互访、研讨、讲学和人员交流。

协会活动通过四个地区中心进行,它们是北美的亚特兰大、东欧的莫斯科、西欧的巴黎和亚洲的日本。此外,在英国的伦敦设立了一个小规模协调中心来协调各地区中心之间以及与国际原子能机构等国际组

织之间的联系。每个核电营运单位可参加四个中心的任一个或几个,但通常以地域划分就近参加为主。各中心之间以及中心与各成员之间都设有计算机数据通信网络,用于交换与核电运行安全性与可靠性有关的广泛的信息。

(居玉鑫)

shuangxunhuan dire tadian xitong

**双循环地热发电系统** (geothermal power systems using binary cycle) 利用地下热水来加热某种低沸点工质,使其进入汽轮机工作的地热发电系统,又称中间介质法或低沸点工质循环。它是为克服闪蒸地热发电系统的缺点而出现的一种新的循环系统。图中所示为该系统的流程图。地下热水用深井泵抽到地面进入电站内的蒸发器,加热某一种低沸点介质(如氟利昂11),使之变为低沸点介质蒸汽,然后通入汽轮机做功发电,汽轮机排出的乏汽经冷凝器冷凝成液体,用工质泵再打回蒸发器重新加热,循环使用。为充分利用地热水的余热,让从蒸发器排出的地热水经过一个预热器先预热来自冷凝器的低沸点工质液体,使其温度上升至接近蒸发器内的工质饱和温度,再进入蒸发器。为了保证从地热井来的地热水在输送过程中不闪蒸成蒸汽和不使溶解气体从水中逸出,在管路中的热水始终保持承受超过其温度对应的饱和压力。

与闪蒸系统相比,双循环系统的优点是:①低沸点工质的蒸汽比容比闪蒸系统减压扩容后的蒸汽比容小得多,而汽轮机的几何尺寸主要取决于末级叶轮和排汽管的尺寸(它取决于工质的体积流量),因此,双循环发电系统的管道和汽轮机尺寸都十分紧凑,造价也低;②地下热水与低沸点工质在蒸发器内是间接换热,地热水并不直接参加热力过程,所以汽轮机内避免了地热水中气、固杂质所导致的腐蚀问题,不需要用昂贵的不锈钢材制造汽轮机;③可以适应各种不同化学类型的地下热水;④能利用温度较低的地热水;⑤如果地热排水回灌地下,则水中的各种不凝气体仍保留在热水里并一起回到地下,避免了地面的大气污染。由于热水从地热井抽出一直到回灌地下始终处于压力之下,因而水中的结垢组分不会析出,从而避免了井管及管道系统中的结垢。这种系统的缺点是:①低沸点工质价贵,来源不广,有的还易燃易爆,或有毒性,因而要求系统各处的密封性好,技术要求高。②由于蒸发器、冷凝器和预热器都必须采用间壁式换热器,增加了传热温差引起的不可逆热损失。低沸点工质一般传热性能较差,换热面积要求较大,从而增加了投资。③操作和维修要求高。

双循环地热发电系统的低沸点工质选择十分重

要,它既要有化学稳定性以及有较好的热力学特性,又要有价廉、来源广、

无毒、不易燃烧等特点。要满足上述所有要求的低沸点工质是难找的,选择时只能根据设计要求抓其主要的方面。在现有的一些双循环地热电站中,采用较多的低

沸点工质有异丁烷、正丁烷、氟里昂11、氟里昂114等。为了充分利用不同工质的不同优点,采用混合工质(如异丁烷和异戊烷)也是正在发展的有前途的一种选择。

双循环发电系统所采用的低沸点工质汽轮机一般采用轴流式,特别是在单机功率较大时。对较小功率的汽轮机采用轴流式可以获得很高的相对内效率。轴流式低沸点工质汽轮机的设计,其原理与水蒸气汽轮机的相同。然而,在应用地热流体的条件下,低沸点有机化合物的性质与水蒸气性质有着显著的差别,因而设计也就存在某些不同点。例如,低沸点工质蒸汽中的音速差不多是水蒸气音速的一半,因而其汽轮机的设计应使其转子直径为水蒸气汽轮机转子直径的一半,或者转速是后者的一半。此外,在相同温度范围内,低沸点工质蒸汽的密度比水蒸气高一个数量级,而等焓焔降产生的功则少一个数量级。因此,为产生相同的功率,低沸点工质的质量流量应比水蒸气的高一个数量级,虽然容积流量几乎是相等的。低沸点有机工质的高密度和小焔降,再加上不够理想的性质,对汽轮机设计有特殊要求。

(蔡义汉)

shuilingdui ranliaozujian zhizao

**水冷堆燃料组件制造** (fabrication of fuel assembly for water cooled reactor) 按水冷堆燃料组件的设计要求进行组件的零部件加工,并将其组装在一起成为一个完整的燃料元件集(组)合体的加工过程。

水冷动力堆多采用由细棒组成的棒束型燃料组件。压水堆和沸水堆燃料组件的具体结构可分别参见燃料组件和沸水堆核电厂。现以压水堆燃料组件为代表,陈述其制造工艺过程。近代压水堆燃料组件的制造工艺一般分四步:①燃料棒制造;②定位格架制造;③上下管座加工;④组件组装和检查。

**燃料棒制造** 燃料棒由锆合金包壳管、上下端塞、压紧弹簧、隔热片、 $\text{UO}_2$ 芯块、支撑管等组成(见图

1)。燃料棒制造工艺主要包括燃料芯块制备、包壳管准备和燃料棒装配。

燃料芯块制备 见二  
氧化铀。

包壳管准备 见燃料  
包壳材料。

燃料棒装配 一般采用  
芯块填装法,分成7道工序。

(1)下端塞焊接:设计  
长度(例如3.6m)的包壳  
管经清洗、烘干,安下端  
塞,用氩弧焊进行下端塞  
的环缝焊接。

(2)装管、上端塞焊  
接:将焊好下端塞的包壳  
管称重,然后依次装入支  
撑管、下隔热片、 $\text{UO}_2$ 芯  
块、上隔热片、压紧弹簧,  
最后安上端塞并进行环缝  
焊接。焊完后对燃料棒秤  
重,推算棒中  $\text{UO}_2$  芯块  
的质量。

(3)充氮、堵孔:为改善  
芯块与包壳管间的间隙导  
热,为抵挡堆运行时冷却  
剂的压力(例如16MPa),  
并推迟包壳与芯块间的相  
互接触,根据不同的设计  
要求,需在燃料棒内充入  
一定压力的纯氮,一般为  
2~3MPa。氮通过上端塞  
上的细孔充入,堵孔是在  
专用充氮压力堵孔焊小  
室中进行。

(4)X射线探伤:用于检  
查燃料棒环缝和上端塞  
顶部堵孔焊点的质量。每  
条环焊缝需转三个角度透  
照三次。

(5)密封性检查:焊好的  
燃料棒都用氦质谱仪检  
漏, $\leq 10^{-6}\text{Pa}$  为合格, $\geq 10^{-5}\text{Pa}$  即算有漏隙,判不合格。

(6)丰度检查:用丰度检  
查仪逐根逐块检查棒中  
 $\text{UO}_2$  芯块的丰度。

(7)外观检查:最后对燃  
料棒作尺寸、不直度、焊  
缝外形、表面划伤及棒上  
标记的检查。

**定位格架制造** 定位格  
架的功能是将燃料组件内  
的燃料棒固定在确定的位  
置上,在反应堆运行期间  
使棒间距保持不变。典型  
的压水堆定位格架呈正方  
形蜂窝结构。它由两组互  
相垂直的厚为0.32mm的  
条带组成。每组条带数目  
相同,相互平行,呈等距  
离排列。两组条带通过其  
上一组窄槽(图2中数字  
44所示)而相互装配、啮  
合、锁紧在一起,形成  
 $14\times 14$ 、 $15\times 15$  或  
 $17\times 17$  个方形孔,用以  
容纳并固定燃料棒。位于  
四周厚

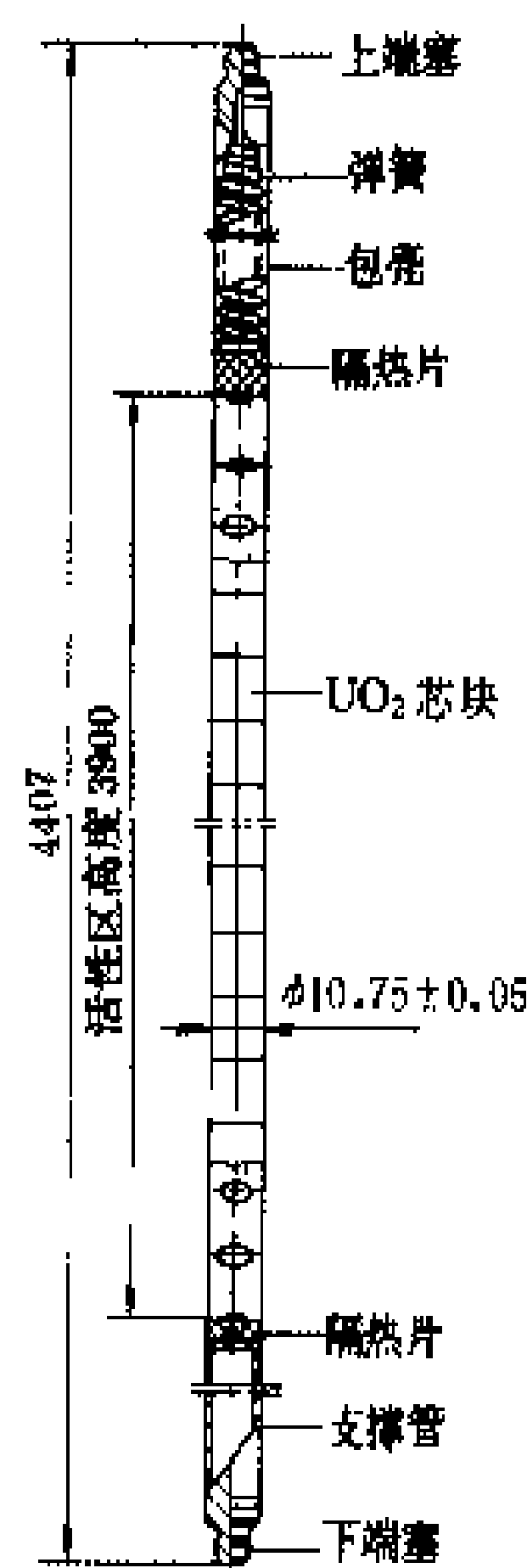


图1 压水堆燃料棒结构

约0.4mm的框板容纳并固定了条带的端部。在格架的方孔中,为燃料棒提供了6个接触点,其中两个弹性点,4个刚性点。弹性点系由条带上冲出的三弯弹簧构成(图2中数字52所示),刚性点系由条带冲出的梯形突起形成(图2中66所示)。为提高燃料组件的发热率,大部分格架上方提供了具有一定数量、形状、尺寸及不同布置的交混翼。理想的交混结构可提高临界热通量10%~20%。在格架框板上下方设有一定数量的导向翼,在装卸燃料组件时起导向作用。

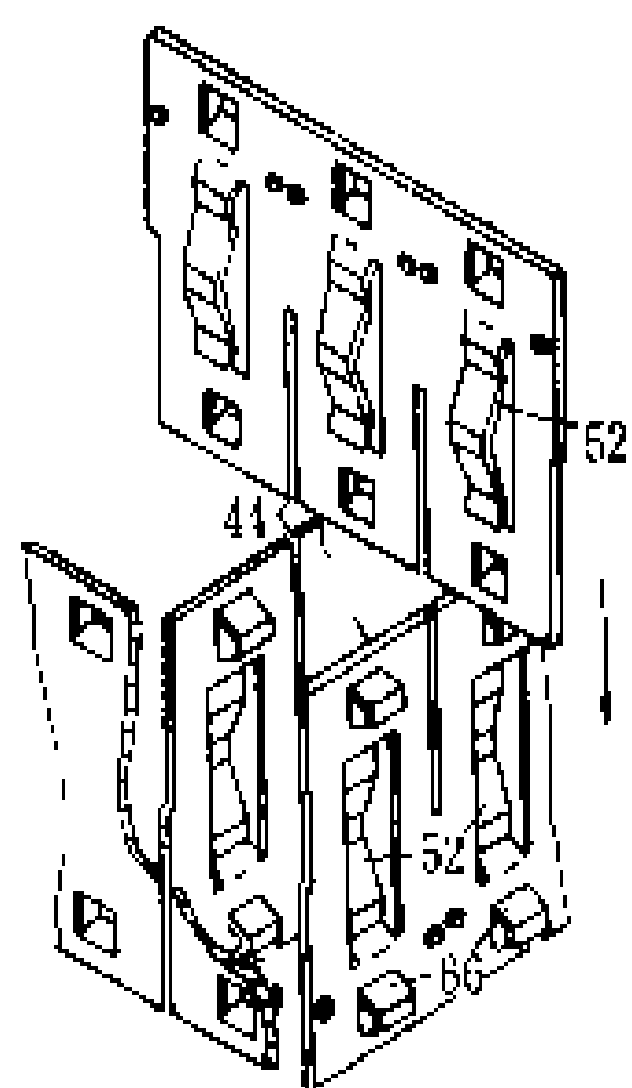


图2 压水堆定位格架

冲压好的因科镍718合金条带和框板,经清洗、镀镍后在专用胎具上进行组装,然后在条带交接处和框板搭接处涂上BNi-5或BNi-7牌号的钎焊料,装进真空钎片炉进行钎焊,出炉后经打磨而为成品。成品格架需经①栅元尺寸检查及调整;②交混翼弯角度的检查;③交混翼的方向和角度的检查和校正;④随炉钎焊拉力试样的强度测定;⑤目视复查。

近代压水堆的定位格架多用镍基合金制成。也有采用锆合金格架的,其特点是热中子吸收截面小。介于前两者之间的是双金属格架,条带和框板是锆合金,夹持弹簧仍用镍基合金制作。

#### 上下管座加工

上下管座分别是燃料组件骨架的顶部构件和底部构件,也分别是燃料组件上下部的定位构件。依靠其上的定位机构使燃料组件在堆芯内保持准确位置,并防止燃料组件在水力冲击下发生摇晃或窜动。上下管座的格板上开有一系列的流水孔和导向管孔,因此通过对格板流水孔面积和孔径大小的选择可以调整流过燃料组件的冷却剂流量大小。

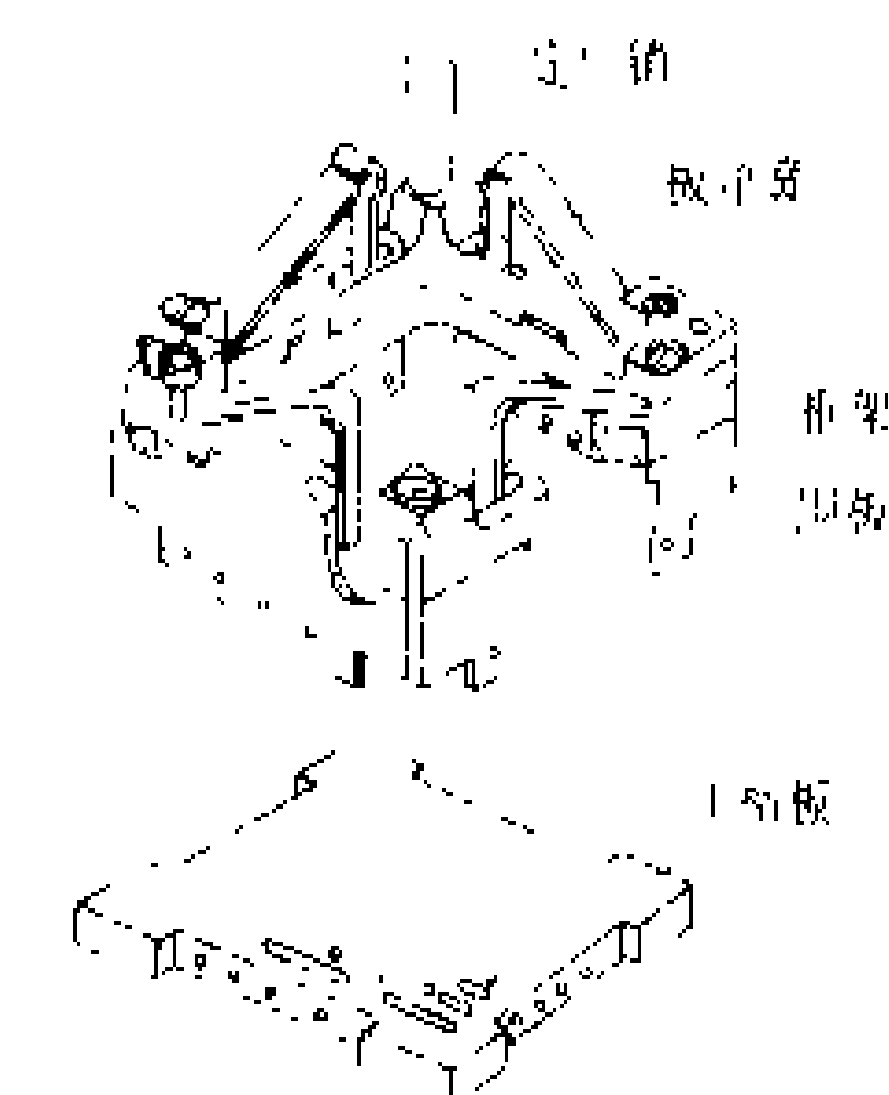


图3 燃料组件的上管座

组件的上下管座一般采用不锈钢板焊接结构。上管座的毛坯由上下两块盖板、四块围板焊接而成(见图3)。用半自动氩弧焊机将四块围板焊成框架,并于框架两端焊上盖板,然后用立铣将上盖板中间挖空,下盖板

加工成为组件的上格板。下管座较简单,只在一块板(组件下格板)上用手工氩弧焊焊上四个支脚即为坯料,经精加工出定位销孔和流水孔而为成品。加工好的上下管座都要进行喷砂处理。

**组件的组装和检查** 分成三个工序:①骨架组装;②燃料棒组装;③组件的检查。

**骨架组装** 压水堆燃料组件的骨架是以一组控制棒导向管为支架,中间连接7~12层定位格架,两端分别连接燃料组件的上下管座而构成。骨架组装分三步进行。①控制棒导向管与定位格架的连接:有4种不同方式。不锈钢导向管与镍基合金定位格架可用点焊连接。锆合金导向管与镍基合金定位格架的连接可采用胀管或定位

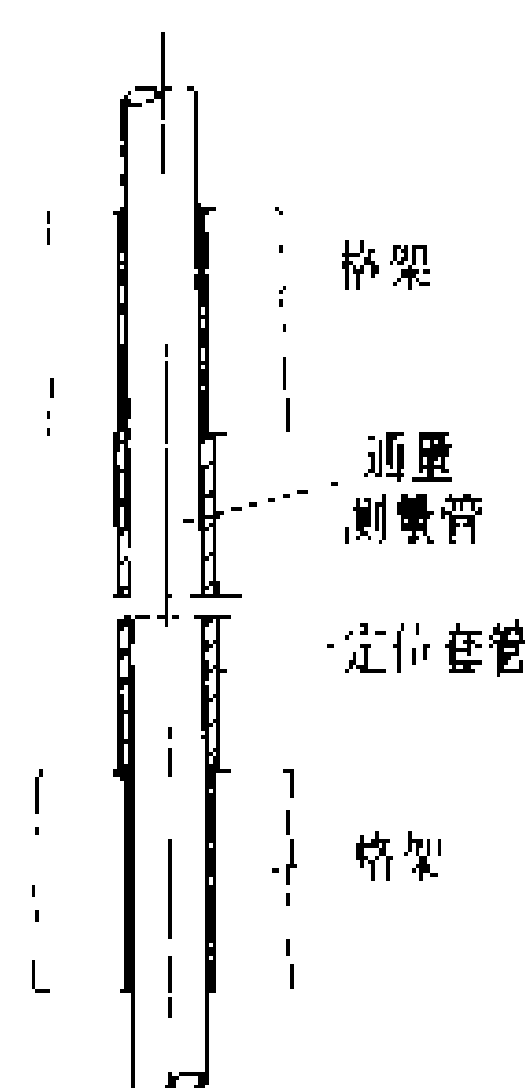


图4 格架通过定位套管与通量测量管连接

套管联接。通量测量管与定位套管的连接是依靠套在通量测量管外的专用套管将定位格架固定在确定的位置上,套管的外径压住定位格架的条带,套管的长度恰好为两层格架之间的距离(见图4),组装时每加一层格架,中间放一段定位套管,直至格架全部装完为止,格架上下即定位。套管和通量测量管或格架不需要进行焊接或胀接,由于其他导向管插入格架栅元中,格架在组件中也不会产生移动,这种连接形式比较简单。②控制棒导向管与上管座的连接:有三种方式。不锈钢导向管与不锈钢上格板可直接用氩弧焊连接。锆合金导向管则用过渡套管胀管连接结构或用螺纹连接结构。在锆合金导向管与上格板连接处,设计一段锆合金补强套管,套管套在锆合金导向管外,下段通过点焊与锆合金导向管连接,上段插入上格板内,为防止套管转动,插入段的外形设计成方形,内为圆形并带螺纹,插入深度约为上格板的一半,在上格板的上面装有不锈锈钢螺栓,通过它与锆合金套管的内螺纹拧紧,将锆合金导向管固定在上管座的上格板上,这种连接结构便于燃料组件的装拆(见图5)。③控制棒导向管与下管座的连接:有三种形式。不锈钢导向管与下格板(下管座)可用螺栓直接连接。对锆合金导向管,可选用过渡套管加螺栓的连接

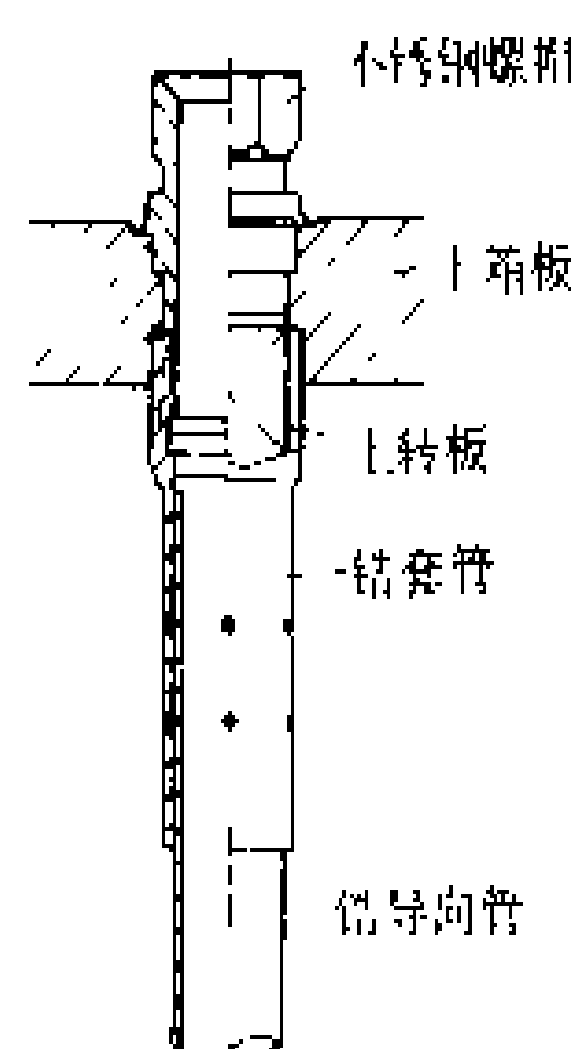


图5 导向管与上格板的螺纹连接



结构。可拆螺帽连接结构适用于需要局部更换燃料棒的地方。

**燃料棒组装** 一般采用拉棒方式组装燃料棒，棒表面不涂膜，划伤深度小于 $10\mu\text{m}$ ，一根棒的拉力为500N。用装棒机每次可拉棒十多根。

**组件的检查** 利用综合组件检查仪进行检查，检查项目有：①每个格架的外形尺寸；②利用激光检查组件的每两个格架之间的棒间距；③长度；④弯曲度；⑤垂直度。

对组件综合检查后还要作下述的清洗和检查：①用加普通洗涤剂的水洗；②热水洗；③热空气干燥；④超声法清洗下管座；⑤目视检查；⑥控制组件插入导向管检查。最后利用吊车上的电子秤称重后入库。

(张永刚)

shuiwen

**水文 (hydrology)** 研究自然界各水体的运动、变化和分布规律的科学。核电厂建设需有有关径流、洪水、泥沙、潮汐、海流和波浪等方面的水文数据，以确定厂址的可接受性和工程设计基准。

在选择厂址时，应调查厂址区域的水文特征，包括天然水体、人工水体和地下水文的主要特征。地表水体的弥散特征是用以论证温排水对水体的温度影响以及估算放射性废液排放对水体放射性浓度的影响。

**水文条件** 核电厂建设所在地均有其特定的水文条件，对滨河核电厂以分析陆地水文条件为主，对滨海核电厂则以分析海洋水文条件为主。

(1) 工艺用水和生活用水：需分析保证率为99%和99.9%枯水年的供水可靠性和相应水位。

(2) 循环冷却水：对河水应分析保证率为99%和99.9%枯水年的供水可靠性和相应水位，对海水应分析保证率为99%和99.9%的最低潮位。

(3) 安全用水：应分析水源的可用流量、最低水(潮)位及其持续时间，包括风暴潮减水和海啸减水并考虑河流阻塞、改道、水库放空和挡水建筑物被破坏的可能性。必须在所有情况下都能保证安全停堆堆芯冷却和堆芯长期排热的最小供水量。

(4) 河(海)床的稳定性分析：包括河(海)床变形、形态、河(海)床质组成。粗估河(海)床未来可能的变形，以不影响取、排水构筑物的安全为原则。

(5) 洪水：需确定厂址地区的设计基准洪水位，对厂址受洪水淹没的可能性提出明确的结论。对滨河电厂，设计基准洪水包括降水、水库溃坝和冰凌、滑坡、飘浮物堵塞引起的洪水。对滨海厂址及类似厂址，设计基准洪水必须包括高潮位、风暴潮增水和波浪的综合影响。在存在海啸的地区，设计基准洪水尚需增加海啸的影响。

(6) 对核电厂安全可能产生有害影响的其他水文现象：如存在暴雨、泥石流和冰冻等，必须确定有关这些事件的设计基准。

**设计基准的确定** 研究范围包括对水文事件及其特性有影响的所有特征和地区，研究方法是收集厂址所在区域内发生过的历史(实测和调查)资料，分析其可靠性、准确性和完整性。当厂址所在区域无资料时，可采用与该厂址所在区域相类似的其他区域的适用数据。最后采用与厂址所在区域内的特征及目前的技术水平相适应的方法，即概率论法(包括随机分析法)与确定论法，来确定设计基准。两种方法是相互补充的。

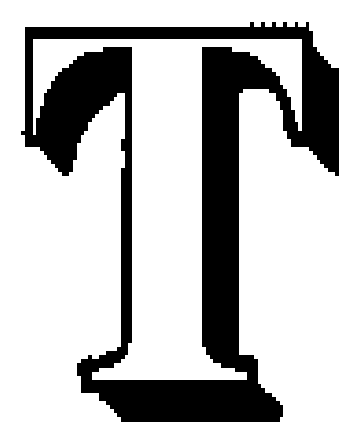
概率论法(包括随机分析法)用以研究水文变量出现不同数值的可能性。依据样本系列确定其分布函数，由于水文变量的总体分布是客观存在的，但是未知的，因此两者之间存在抽样误差。在推求罕见设计洪水(枯水)时，为确保安全，可在结果上附加安全保证值。

确定论法是利用描述系统的模型，(经验模型或建立在物理关系上的模型)，对一给定输入量或一组初始条件和边界条件，得出一个或一组描述系统状态的数值。确定论法的目的在于确定洪水(枯水)可能的上(下)限值而不考虑其发生概率。为了得到“保守”的估算，输入参数必须采用合理的极值或保守值，并根据参数本身的不确定性，求出估算值中不确定性的界限。

溃坝产生的洪水，往往比降雨产生的洪水更为严重。可采用简单近似的方法，假定上游所有有关水坝的溃决时间，估算可能产生的大洪水。

厂址地区水文特征的设计基准外部事件，如不是由单一的严重事件及其外界条件所形成，必须适当地选择各种组合事件。此时不仅要考虑组合概率，而且要考虑各种次要事件对设计基准外部事件严重程度的相对影响。在选择合适的组合时，需要作出慎重的工程判断。

(许铮梅)



taiyangchi fadian zhuangzhi

**太阳池发电装置** (power unit using solar pond)

利用含盐水池蓄集太阳能用以发电的装置。根据太阳池的集热和蓄热原理,池内盐水溶液的浓度自上而下递增,温度也自上而下递升,利用池底部和池上部间的低温差进行发电。

**太阳池的集热和蓄热原理** 太阳池是一个兼有集热和蓄热两种功能的太阳能热利用装置。池内所盛盐水溶液的浓度自上而下递增,形成一个浓度梯度,因为盐的密度较水的密度为大,所以自上而下也形成一个密度梯度。此外,由于盐水溶液和池底不断吸收太阳辐射能,致使盐水溶液的温度也自上而下递升。只要满足一定的稳定性条件,即由于浓度递增所造成的密度递增超过由于温度递升所造成的密度递减,即可有效地抑制池内盐水溶液的对流。这时,池水和池底所吸收的太阳辐射能就只能以传导和辐射两种形式向外散失。但是,由于水的导热性能很差(与木头相近),并且对于长波的红外辐射几乎是不透明的,因此,上层池水可以看作是保温层,它会把下层池水和池底所吸收的太阳辐射能很好地贮存起来。此外,由于池体周围和池底下面的土壤热容量很大,所以蓄热量非常可观,只要池体面积超过  $1000\text{m}^2$ 、深度超过  $2.5\sim 3\text{m}$ ,其蓄热量即可适应长期(跨季度)的供热需要。

**太阳池发电** 太阳池除了可供采暖和空调以及低温工农业用热(例如干燥、制盐、为沼气池补热及水产越冬养殖)外,还可以用作动力和发电的热源。在日照条件好并且盐资源丰富的地区,利用池底部和池上部的温差(一般可达  $30\sim 50^\circ\text{C}$ ,最高可达  $70^\circ\text{C}$ 左右),使低沸点有机液体产生蒸气,然后配用低温差发电机组,建造  $500\sim 5000\text{kW}$  的太阳池发电站,无论在技术上或经济上都是可行的,其成本可与燃油发电厂相媲美。如果建造  $600\sim 800\text{MW}$  的大型太阳池发电站,则其电能价格甚至可与水力发电相提并论。

**太阳池发电的前景** 以色列于 1979 年底在死海岸边建成世界上第一座太阳池发电站,其功率约为  $160\text{kW}$ ;1985 年又在死海北端建造了一座功率为

$5\text{MW}$  的太阳池发电站,并已并入国家电网;同时,还计划在附近建造一座功率高达  $20\text{MW}$  的太阳池发电站。根据以色列的调查和估算,如果围绕整个死海沿岸建成一系列的太阳池发电站,则到 2000 年发电能力可达  $1500\text{MW}$  以上,即全国总用量的 25% 以上可由太阳池发电站供给。另据美国能源部对于全美的太阳辐射资源和盐湖资源进行普查后预测,如果全部资源都能得到充分利用,则利用太阳池发电将可供给全美总用电量的 12% 左右,并计划在南加利福尼亚建造一座功率为  $600\sim 800\text{MW}$  的大型太阳池发电站。由此可见,利用太阳池发电的前景是十分广阔的。

中国的西部高原地区和东部沿海地区,都有丰富的太阳能资源以及盐湖和盐场,所以在中国进行太阳池发电的研究和应用,也是很有前途的。

当然,利用太阳池发电也有一定的限制条件。首先,由于太阳池只能水平放置,所以不适用高纬度地区,虽然对于小型池可以采用反射板以提高实际得热量,但是增益系数并不大,仅为 15% 左右,并且对于大型池无法采用。其次,决定太阳池发电成本的最主要因素是盐价,在缺盐地区建造太阳池发电站可能会得不偿失。再次,在地下水位较高或有浅地下流动含水层的地区不能利用太阳池发电,因为一则如果太阳池发生意外事故,将会造成水源污染,二则含水层的流动水会带走大量热量,从而造成严重的热损失并降低太阳池的蓄热效率(理论最高值约为 30%)。最后,大型太阳池只能建造在土壤贫瘠又无矿藏的地区。此外,建造大型太阳池所会引起的地球物理学和生态学的变化,也应予以认真考虑。总之,利用太阳池发电,必须是在充分作好资源和地质调查的基础上,因地制宜地开展研究和应用。

(李申生)

taiyangneng

**太阳能** (solar energy) 从太阳圆球向宇宙空间发射的电磁辐射能。

**太阳能的起源及其传播** 太阳是离地球最近的一颗恒星,日地平均距离为  $1.496\times 10^8\text{km}$ 。太阳直径为  $1.392\times 10^6\text{km}$ ,是地球直径的 109 倍;太阳绕轴转动的周期约为 25 天;太阳质量为  $1.989\times 10^{27}\text{kg}$ ,是地球质量的  $33\times 10^4$  倍。在太阳的组成成分中,氢占 78.4%,氦占 19.8%,其他元素总共只占 1.8%。

太阳中心部分温度高达  $1.5\times 10^7\text{K}$ ,压力高达  $3.4\times 10^{10}\text{Pa}$ 。在这样的高温高压下,原子失去全部或绝大部分核外电子而形成等离子体,并发生剧烈的热核反应,其总的反应就是由 4 个氢核聚变成 1 个氦核。每次聚变反应的质量亏损为  $4.7\times 10^{-29}\text{kg}$ ,根据爱因斯坦

质-能联系定律可知,每次聚变反应放出  $4.22 \times 10^{-12}$  J 的能量。由于每秒钟约有  $4.22 \times 10^9$  kg 氢核聚变为氦核,故太阳释放的总功率高达  $3.83 \times 10^{26}$  MW。

上述太阳能以电磁辐射的形式向四周发射,到达地球约需 8min。太阳辐射能中仅有  $1/(2.2 \times 10^8)$  到达地球大气层上界,其中约有 30% 被大气层反射回宇宙空间,23% 被大气层所吸收,47% 即  $8.2 \times 10^{10}$  MW 到达地球表面。

太阳辐射的波长范围很宽,从  $10^{-4} \mu\text{m}$  直至  $10 \mu\text{m}$ 。但是,其中的 X 射线及其他波长更短的辐射在电离层内即被氮、氧和其他气体分子强烈地吸收;大部分紫外线被臭氧层所吸收;波长大于  $3 \mu\text{m}$  的红外线和远红外线绝大部分都被水蒸气所吸收。因此,在到达地球表面的太阳辐射中,98% 的能量分布在  $0.3 \sim 3.0 \mu\text{m}$  的波长范围内。此外,太阳辐射的光谱分布大体上与温度为 5770K 的黑体辐射相当,故可将该温度看作是太阳表面的有效温度。

**太阳能的转换及其特点** 太阳能是已知的最原始的能源,地球上几乎所有其他能源都直接或间接地来自太阳能(核能和地热能除外)。它是大气圈、水圈和陆圈上层中所发生的各种物理过程和生命活动的基本动力。

太阳辐射能被物体吸收后,主要发生光-热、光-电、光-化学和光-生物等几种转换方式。

太阳能除数量巨大外,还能长期供给,根据天体物理学的理论计算,估计尚可维持数十亿年之久。此外,太阳能遍地都有,不需开采和运输,并且还是清洁而毫无污染的能源。这些,都是它的独特优点。不过,它的能流密度较低,只有  $1 \text{ kW/m}^2$  左右;并且由于受到昼夜、季节、地理纬度和海拔高度的限制以及晴阴云雨等随机因素的影响,使它具有间断性和不稳定性。这些,又都给太阳能的利用带来一定的困难。

**太阳能的收集** 大体上可以根据太阳能的转换方式进行分类。此处只介绍光-热和光-电两种转换方式的收集装置,即平板型集热器、聚焦型集热器和太阳能电池三种。

(1) 平板型集热器:太阳能低温热利用系统中的关键部件。它实质上是一种特殊的热交换器,可将太阳能转换为工质(液体或气体)的热能。它的特点是结构简单,可以固定安装而不需跟踪太阳,并且直射辐射和漫射辐射都能收集,成本也比较低。不过,它的工作温度一般多在  $100^\circ\text{C}$  以下。

(2) 聚焦型集热器:太阳能中、高温热利用系统中的主要部件。可以分为透射式和反射式两种。前者多用非涅耳透镜根据需要制成条形或圆形,但是由于集光比较低,且所用透光材料(如透明塑料)不能耐受高温,

故工作温度多在  $500^\circ\text{C}$  以下。而后者采用玻璃或金属反射镜面,可以制成线聚焦和面聚焦两种形式,分别属于二维和三维聚焦,工作温度分别可达  $500^\circ\text{C}$  和  $1000^\circ\text{C}$ 。如需达到更高的工作温度,可用多个反射镜面组成阵列,同步跟踪太阳,焦斑面积的直径在  $0.1 \text{ m}$  左右,最高工作温度可达  $3000^\circ\text{C}$  以上。

(3) 太阳能电池:实际上是一种光生伏打电池,即一种可以把光能直接转换为电能的半导体器件。目前常用的半导体材料多为单晶硅、多晶硅和非晶硅薄膜;此外,还有硫化镉、砷化镓等。它的主要优点是:可将光能直接转换为电能,而电能的应用面最广也最方便;工作寿命长、结构简单而紧凑;比功率(功率与装置重量之比)高;运行方便可靠,不需运行和维修费用。它的主要缺点是:效率较低,单位面积太阳能电池所发出的功率约为  $100 \text{ W/m}^2$ ,因而往往需要大面积的太阳能电池阵列;初始投资高;当无阳光而仍要求用电时,需配备蓄电池。

**太阳能的贮存** 由于太阳能的间断性和不稳定性,并且经常与能源需求不能很好地匹配,因此,太阳能的贮存便成为推广利用太阳能所必须解决的重要课题,而目前还正是比较薄弱的环节。

原则上讲,可将太阳能以机械能、热能、电能、化学能和生物质能等各种形式贮存起来。但是,目前真正有实用价值的只有热能贮存和电能贮存两种方式。其中热能贮存可以分为显热贮存和潜热贮存两类,其共同要求是单位容积贮存的热能多、单位热能的贮存费用低以及能够长期可靠运行等。

(1) 显热贮存:目前应用最多的贮热介质是水和卵石,二者都具有来源丰富、价格便宜和性能稳定的优点。水的容积贮热密度比卵石大,但有漏损和腐蚀等问题,并且不能用作中、高温热贮存。此外,还可以利用土壤进行大容量( $10^7 \sim 10^8 \text{ kW} \cdot \text{h}$ )、中温( $250 \sim 500^\circ\text{C}$ )和长期(跨季度)贮热;也可以利用地下含水层进行“夏灌冬用”和“冬灌夏用”来贮热和贮冷。显热贮存的主要缺点是,所需贮热介质的数量(包括体积和质量)很大,并且贮热温度的变化幅度较大,因此往往需要配置一套温度和热流量的调节和控制系统。

(2) 潜热贮存:目前具有实用价值的只有固-液相变潜热。在低温条件下采用的贮热介质主要是部分无机盐合物(例如  $\text{Na}_2\text{SO}_4 \cdot 10\text{H}_2\text{O}$ ,  $\text{CaCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$  和  $\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_3 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$  等)以及部分有机盐(例如石蜡,分子式为  $\text{C}_n\text{H}_{2n+2}$ )。在中、高温条件下则采用金属熔盐(例如  $\text{NaNO}_3 \cdot \text{NaOH}$  及  $\text{NaCl} \cdot \text{NaNO}_3 \cdot \text{Na}_2\text{SO}_4$  等)。潜热贮存的主要优点是,容积贮热密度比显热贮存高出数倍,并且相变时温度基本上保持恒定,故不需要控温系统。它的主要缺点是,易于产生过冷现象、反

复循环过程中的晶液分离以及热导率低,因而对所用热交换器要求较高。

(3)电能贮存:将太阳能电池接受太阳辐射后所产生的电能贮存在蓄电池中。目前主要使用的多为铅酸蓄电池和碱性铁镍或镍镉蓄电池。前者的贮存效率可以超过70%,价格也比较便宜,但是寿命不长;后者无论是机械的或化学的耐用性能都较好,寿命也较长,并且远比前者为轻,但是贮存效率较低,只有60%左右,同时价格昂贵。目前国内外正在研制和试用的还有有机电解液蓄电池、固体电解质蓄电池、熔盐蓄电池以及钠硫蓄电池等。

太阳能的利用 太阳能由于可以转换成多种其他形式的能量,因此应用的范围非常广泛。这里只介绍太阳能的热利用和电利用两个方面。前者根据所需温度的不同,分为低温、中温和高温三类;后者则根据使用方式的不同而分成直接和间接电利用两类。

(1)低温热利用:主要利用平板型集热器的“温室效应”。最简单的装置就是塑料大棚和玻璃温室,除能四季供应蔬菜和花卉外,还可用来建造太阳能游泳池,进行混凝土养护,以及用于粮食、菜品、药材、木材、皮革和各种土特产品的干燥。应用最为广泛的是热水器,在温带地区,每年可以供应半年左右的家庭和工业用热水。此外,还可制作蒸馏器,用以淡化海水和苦水,对于海岛和盐碱地区具有重要作用。而建造被动式采暖太阳房,则无论对于发达国家或发展中国家,都是节省大量常规能源和改善人们生活条件的重要措施之一。

(2)中温热利用:可以制成致冷器,用于空调、冷藏和制冰,但是由于系统结构比较复杂和初始投资较高,目前只有少数发达国家进行研究并少量试用。而开水器、消毒器和太阳灶则是发展中国家采用得较多的。其中太阳灶分为箱式和聚焦式两种,前者结构简单,不需跟踪,即使在晴天多云天气仍可使用,只是温度仅在150~200℃范围内,不能对食物进行炒、炸、煎等烹调操作;后者采用抛物面反射镜,一般采光面积只需2~3m<sup>2</sup>,焦而温度即达400~500℃,可以进行各种烹调操作,主要缺点是必须跟踪太阳,遇到多云天气即很难使用。

(3)高温热利用:可以制成焊接机,旋转抛物面反射镜的有效采光面积只需5m<sup>2</sup>左右,焦斑中心处的最高温度即可达1500~2000℃,用以烧穿钢板,进行切割和焊接,质量优良。还可以制成高温炉,由于最高温度可达3000℃以上,一般物质都已完全汽化,故可用以熔炼和提纯各种熔点极高的金属和非金属,这是用其他常规方法所难以实现的。

(4)直接电利用:就是利用太阳能电池将太阳能直

接转换为电能。太阳能电池的应用范围非常广泛,小到电子手表和电子仪器,大到人造地球卫星和太阳能动力卫星站。美国于1983年2月于加利福尼亚州南部建成的1000kW地面太阳光发电站,是当时世界上功率最大的一座。该发电站共用90万片直径为0.1m的单晶硅太阳能电池,每35片串联组成一块太阳能电池板,256块太阳能电池板安装在一台跟踪器上,整个阵列由108台跟踪器组成,每台跟踪器都采用双轴跟踪,并用计算机控制全部跟踪器对准太阳。实际运行时发出的最大功率达1500kW。

(5)间接电利用:实际上就是利用光—热—电转换建成通常称为的塔式太阳热发电站。美国于1982年4月在加利福尼亚州南部沙漠地区建成一座功率为10MW的大型塔式太阳热发电站。该电站占地78ha,在中央矗立一座高达91.5m的铁塔,塔顶安装高为10.5m的接收器,在塔的周围布置了1818块定日镜,由计算机控制自动对准太阳,并把阳光反射到接收器上,温度可达1150K,将接收器内的水加热成过热蒸汽以驱动汽轮发电机组。实际运行时所发出的最大功率达13.1MW。此外,苏联、法国、埃及、瑞士和沙特阿拉伯等国也都建造了大小不等的塔式太阳热发电站。虽然这种发电站的造价大约为烧煤电厂的两倍,但其发电成本已低于烧煤电厂,仅为烧油电厂的1/3~1/2,因此发展前景良好。

在地球上常规能源日益紧缺、环境污染日趋严重的情况下,特别是在常规能源短缺的地区,依靠核能和太阳能是解决能源问题的主要途径。但对大多数发展中国家而言,由于核电技术复杂、造价昂贵,因此充分地利用太阳能发电便成为重要的研究和发展方向。

(李中生)

taiyangneng dianchi

**太阳能电池** (solar cell) 一种具有光伏效应的半导体器件。1839年,法国物理学家A. E. 贝克勒尔(A. E. Becquerel)意外地发现:用两片金属浸入溶液构成的伏打电池,受到阳光照射时会产生额外的伏打电动势。他把这种现象,称为光生伏打效应(photo-voltaic effect)。1883年,有人在半导体硒和金属接触处发现了固体光伏效应。以后,即把能够产生光生伏打效应的器件,称为光伏器件。因为半导体pn结器件在太阳光下的光电转换效率最高,所以通常把这类光伏器件称为太阳能电池。1954年恰宾(Charbin)等人在美国贝尔实验室第一次做出了效率为6%的实用硅太阳能电池,开创了太阳能电池的新纪元。

物理基础 依能带理论,半导体中电子的运动状态,按能量可分为导带和价带,其间的能量间隙称为禁

带。处在导带中的电子，能够在整块半导体中自由运动，传导电流。而处在价带中的电子，则只能局限于绕原子核运动，不能传导电流。半导体受到光能、热能或其他外来能量激发时，价带中的电子会跃迁入导带，在价带留下一个空穴。空穴带正电荷，也可在整块半导体中自由运动，传导电流。能够传导电能的电子和空穴称为载流子。电子和空穴都是成对存在，成对出现。受光激发产生电子、空穴对（也称光生载流子）的过程，称为光激发。根据量子力学原理，只有那些能量  $h\gamma$  大于或等于材料禁带宽度  $E_g$  的光子，才能激发出光生载流子。即必须满足

$$h\gamma \geq E_g \quad \text{eV}$$

式中  $h$  为普朗克常数； $\gamma$  为光子的频率。

确定的半导体，禁带宽度  $E_g$  是定值。故能够产生光生载流子的极限波长  $\lambda_0$  由下式确定

$$\lambda_0 (\mu\text{m}) = 1/\nu_0 = 1.24/E_g \quad \text{eV}$$

式中  $\nu_0$  为极限频率。极限波长  $\lambda_0$  也称为红限，即波长小于  $\lambda_0$  的光都不能在这种半导体中产生光激发。

**太阳能电池结构** 典型的太阳能电池结构是一片厚为 0.2~0.3mm、面积为 5cm×5cm 或 10cm×10cm 的硅薄片。上部是掺有五价元素磷原子，并依靠大量电子导电的 n 型硅，即  $n^+$ -Si。下部是掺有三价元素硼原子，且依靠空穴导电的 p 型硅，即 p-Si。界面处即为 pn 结，结深约 0.1~0.3μm， $n^+$ -Si 上面布有很细的金属栅线，背电极紧贴 p-Si。为了减少反射，整个电池表面覆盖着一层透明的减反射膜。 $n^+$ -p 型硅太阳能电池的基本结构如图 1 所示。（也称扩散层）

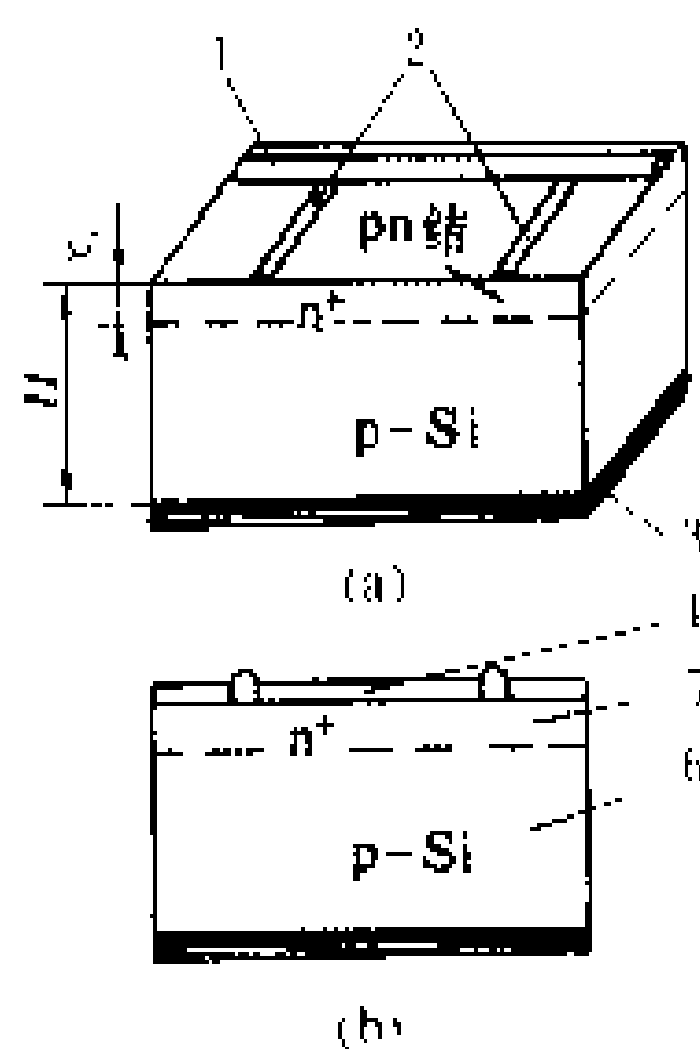


图 1  $n^+$ -p 太阳能电池的基本结构

(a) 部分立体图；

(b) 相应的断面图

1—金属电极主栅；2—金属上电极细栅；3—金属底电极；4—减反射膜；5—顶区层（也称扩散层）；6—体区层（也称基区层）

**工作原理** 太阳能电池的 pn 结处存在着一个由  $n^+$  区指向 p 区的内建电场。当阳光照射到太阳能电池表面时，小部分被反射，大部分穿过减反射膜进入硅电池，其中能量大于禁带宽度的光子被硅吸收后激发出光生载流子。其吸收规律可用朗伯定律来描述：

$$I_x(\lambda) = I_0(\lambda) \exp - \alpha(\lambda)x$$

式中  $I_x(\lambda)$  为离硅表面  $x$  处波长为  $\lambda$  的光强； $I_0(\lambda)$  为入射到硅表面  $x=0$  处波长为  $\lambda$  的光强； $x$  为离硅表面的距离； $\alpha(\lambda)$  为该硅对波长的吸收系数。每一个能

量大于  $E_g$  的光子都可以产生一对光生载流子。在  $n^+$  区产生光生空穴向 pn 结扩散，进入  $pn^+$  结区后，即被内建电场推向 p 区。在 p 区产生的光生电子先向  $pn^+$  区扩散，后被内建电场推向  $n^+$  区。而在  $pn^+$  区产生的电子空穴，则立即被内建电场分别推向  $n^+$  区和 p 区。于是，在被照明的太阳能电池中  $n^+$  区积累了大量的光生电子，而 p 区积累了大量的空穴，在  $pn^+$  结的两侧间出现了光生电动势。若在上、下电极间接上负载，则会有光生电流  $I_L$  流过负载  $R_L$  并在  $R_L$  上建立起光生电压  $U_L$ ，太阳的光能就这样直接变成了可供使用的电能。

**等效电路** 太阳能电池的电气特性可以用图 2 的等效电路图来描述。

图中， $I_L$  为光生电流； $U_L$  为光生结电压； $I_D$  为暗电流即  $pn^+$  结二极管正偏压电流； $I_b$  为漏电流或称旁路电流； $R_b$  为等效漏电阻或旁路电阻； $R_s$  为等效串联

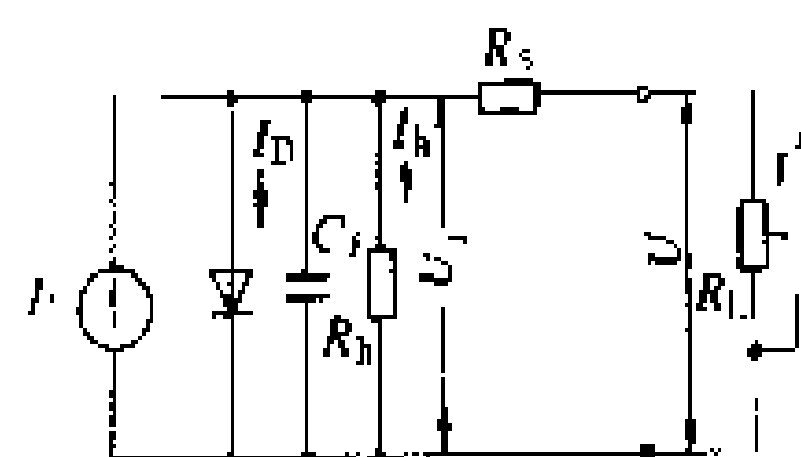


图 2  $pn^+$  结太阳能电池等效电路图

电阻； $C_j$  为 pn 结电容； $I$  为输出光电流； $U$  为输出光电压； $R_L$  为等效负载电阻。

在恒定光源照明下，可把太阳能电池看成由一个稳定的电流源与一个正偏压的二极管并联，满足：

$$I = I_L - I_D - I_b$$

根据肖克莱 (Shockly) 二极管理论，二极管正偏电流  $I_D$  可表示为

$$I_D = I_0 [\exp (qU / AKT) - 1]$$

式中  $I_0$  为二极管反向饱和电流； $q$  为电子电量； $U$  为正偏电压； $K$  为玻尔兹曼恒量； $T$  为绝对温度。式中  $A$  称为二极管品质因子，在优质的  $pn^+$  结太阳能电池中， $A$  接近 1，而在一般的  $pn^+$  结太阳能电池中  $A$  在 1~10 之间。 $I_0$  与半导体材料的能带结构，与掺杂情况有关。

当太阳能电池短路时， $R_L=0$ ， $U=0$ ， $I_D=0$ ，此时的光电流称为短路电流  $I_{sc}$ ，满足：

$$I = I_{sc} = I_L - I_b$$

当太阳能电池开路时， $R_L=\infty$ ， $I=0$ ，此时的光生电压称为光生电压  $U_{oc}$ ，满足：

$$I_D = I_L - I_b$$

$$U_{oc} = (AKT/q) \ln [(I_L - I_b) / I_0 + 1]$$

显然，开路电压  $U_{oc}$  随光电流增加而增加，随反向饱和电流减少而减少。

当负载电阻  $R_L$  从  $0 \rightarrow \infty$  变化时，可以得到图 3 所示的太阳能电池光照负载特性曲线。图中，M 为最佳工作点； $I_m$  为最佳工作电流； $U_m$  为最佳工作电压； $P_m$  为最佳功率输出。

填充因子  $F$ 。

$F$  可用下式表示。

$$R_m = I_m \cdot U_m$$

$$F \cdot F = I_m \cdot$$

$$U_m / I_{sc} \cdot U_{oc}$$

光电转换效率

太阳能电池受光照时, 输出电功率与入射光功率之比, 称为太阳能电池的光电转换效率, 满足:

$$\eta = P_m / A_i P_{in}$$

$$= I_m U_m / A_i P_{in} = (F \cdot F) I_{sc} U_{oc} / A_i P_{in}$$

式中  $A_i$  为太阳能电池受光面表面积;  $P_m$  为输出电功率;  $P_{in}$  为单位面积入射光功率。

太阳能电池的效率是表征太阳能电池内在特性的重要标志, 它与光强、温度以及电池的厚度、微电子参数等有着复杂的函数关系, 其理论极限效率又与材料的禁带宽度、吸收系数、结构等有关。理论分析表明, 同一种半导体材料制成的  $pn^+$  结太阳能电池, 理论效率不超过 30%, 而采用多种不同禁带宽度的材料制成多个  $pn^+$  结的太阳能电池, 其理论效率可高达 60% 以上。通常考虑太阳光在太阳能电池上的能量亏损的类别可用图 4 表示。

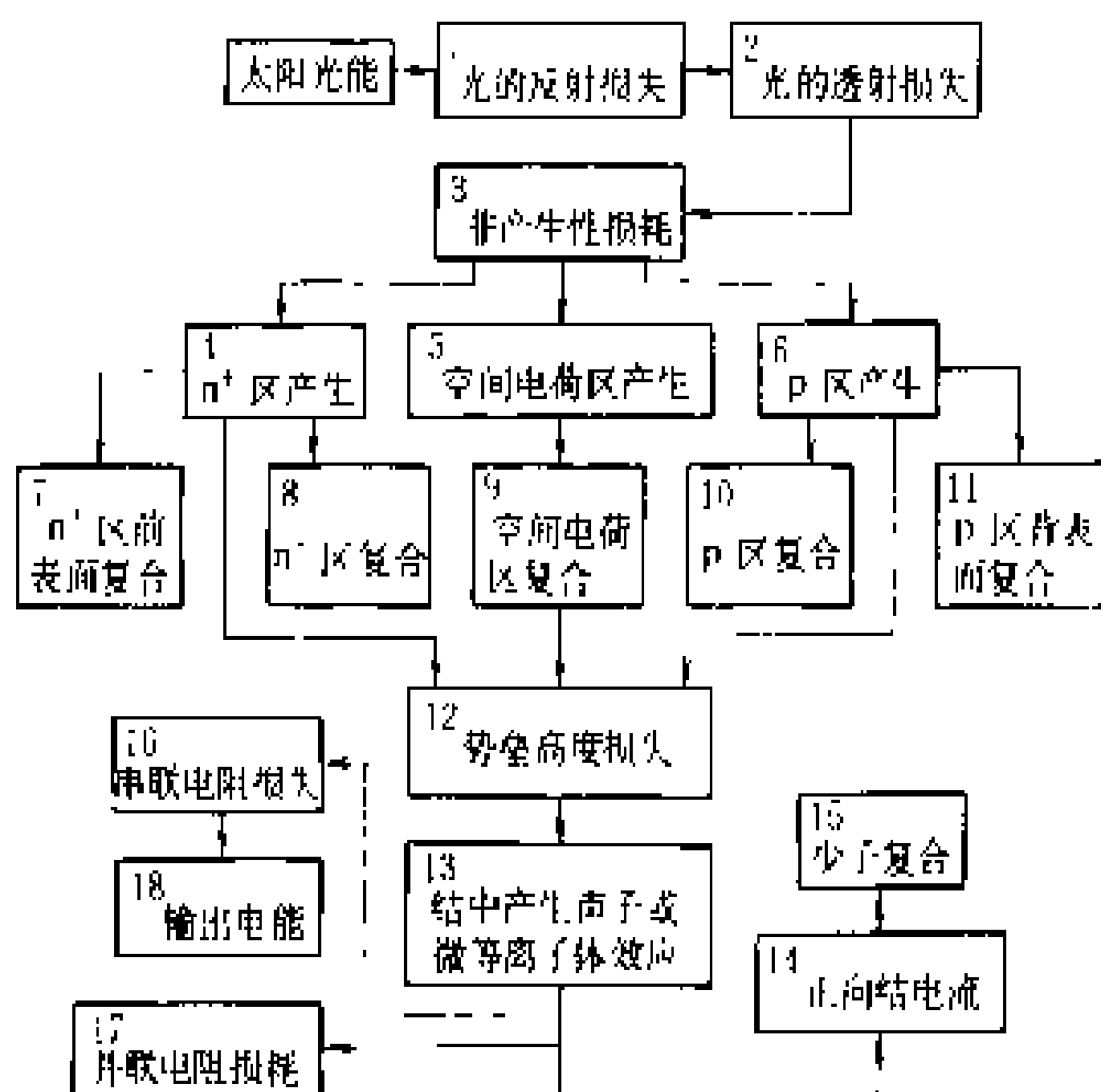


图 4  $n^+-p$  硅太阳能电池能量损失分类方框图 (AM1)

太阳能电池的基本特性 包括: ①温度特性; ②光照负载特性; ③暗特性; ④光谱响应; ⑤光特性; ⑥衰减特性 (对非晶电池、硫化镉电池等); ⑦抗高能粒子辐射特性 (对空间电池); ⑧热辐射特性等。对于地面用的太阳能电池组件, 还要考虑它的耐自然环境性能, 如组件的强度、耐振动特性、耐盐雾潮湿特性以及温度交变特性等等。(见单晶硅太阳能电池、多晶硅太阳能

电池、非晶硅太阳能电池、化合物半导体太阳能电池)

太阳能电池的测试 从应用和研究角度来考虑, 太阳能电池的特性参数必须在规定的标准阳光下进行。无论是在地面或是空间, 阳光条件都在不停地变化, 因此, 必须规定一种标准阳光条件, 才能使测量结果既能彼此比较, 又能根据标准阳光条件下测试的数据估算出实际应用时太阳能电池的性能参数。然后, 用人造模拟阳光即太阳模拟器来创造一个近似标准的阳光条件。国内外都详细规定了地面和空间用的太阳能电池标准测试条件, 其要点是:

- (1) 模拟光源的光谱符合大气质量为 AM0 (空间电池) 或 AM1.5 (地面电池) 的太阳光谱;
- (2) 光强等于  $140\text{mW}/\text{cm}^2$  (空间电池) 或  $100\text{mW}/\text{cm}^2$  (地面电池);
- (3) 模拟光源的光强需用标准太阳能电池校正;
- (4) 标准太阳能电池必须和被测电池有相同的材料、工艺和结构, 有相同的光谱响应曲线, 并且被用科学方法严格地经过标准化方法标定过;
- (5) 测试温度  $T=25^\circ\text{C}$ 。

图 5 为根据大量测量数据用计算机拟合出来的国际公认的 AM1.5 标准太阳光谱。图中示出 AM0 和 AM1.5 辐射的光谱分布, 同时还示出假定太阳是 6000K 的黑体时所预期的太阳辐射的光谱分布。

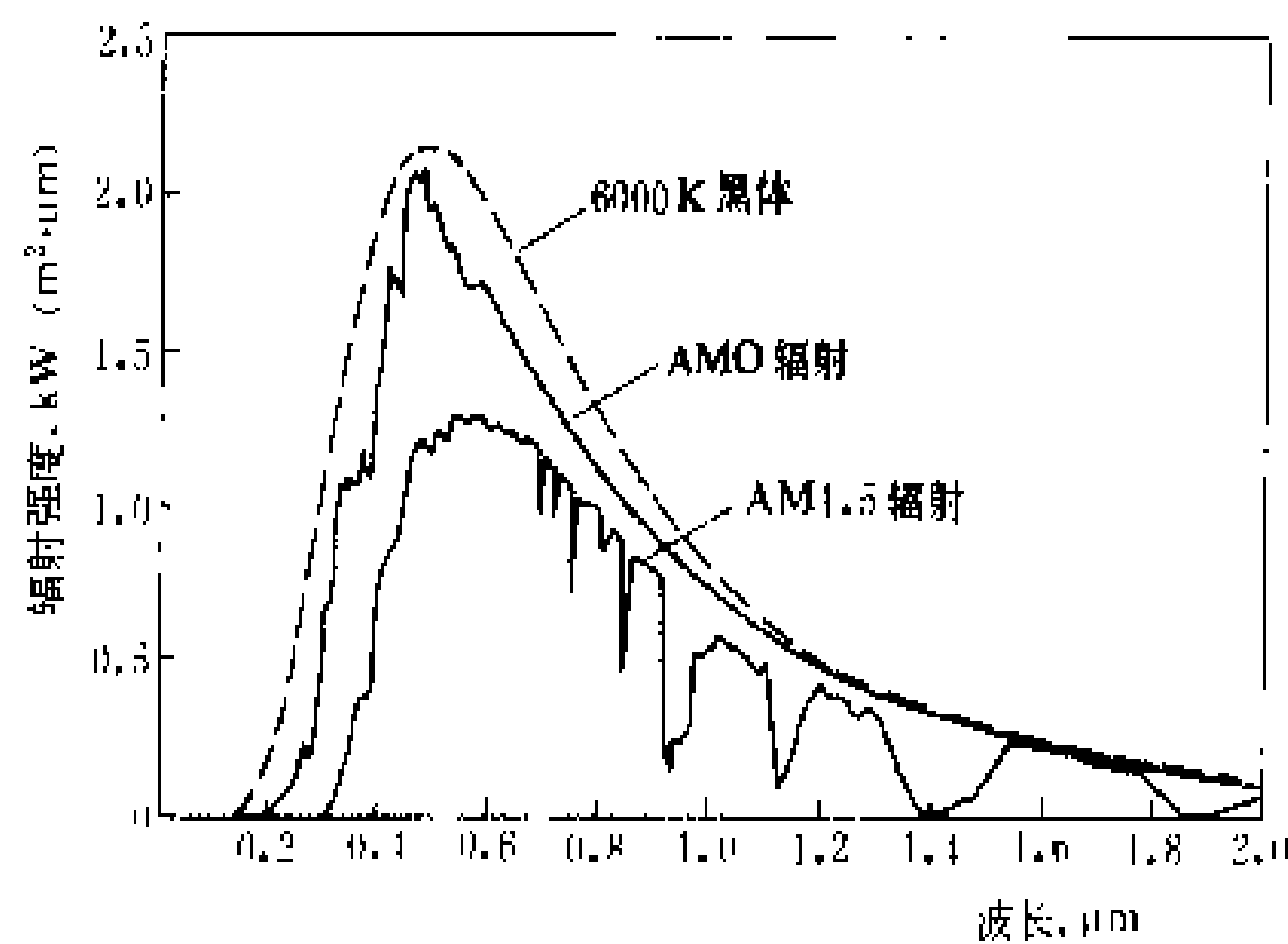


图 5 太阳光的光谱分布

在自然光或非标准条件下测量的数据, 可根据以下公式换算成标准条件:

$$I_2 = I_1 + I_{sc} (I_{SR}/I_{MR} - 1) + \alpha (T_2 - T_1)$$

$$U_2 = U_1 - R_s (I_2 - I_1) - KI_2 (T_2 - T_1)$$

$$+ \beta (T_2 - T_1)$$

式中  $I_1$ 、 $U_1$  为待校正的特性曲线坐标点;  $I_2$ 、 $U_2$  为校正后的特性曲线对应坐标点;  $I_{sc}$  为所测电池的短路电流;  $I_{MR}$  为标准电池在实测条件下的短路电流;  $T_1$  为测试温度;  $T_2$  为标准测试温度;  $R_s$  为所测电池内部串联电阻;  $K$  为曲线校正因子, 一般可取  $K \approx 1.2 \times 10^{-3} \Omega/^\circ\text{C}$ ;  $\alpha$  为所测电池在标准辐照度下及在所需温度范



围内的短路电流温度系数; $\beta$ 为和上述短路电流温度系数相对应的开路电压温度系数。但使用以上公式,各单位必须统一,对于太阳能电池组件,也可参照使用。

太阳能电池分类 迄今为止,人们已经研究了100多种不同材料、不同结构、不同用途和不同型式的太阳能电池。而且目前还在蓬勃发展,所以分类尚未

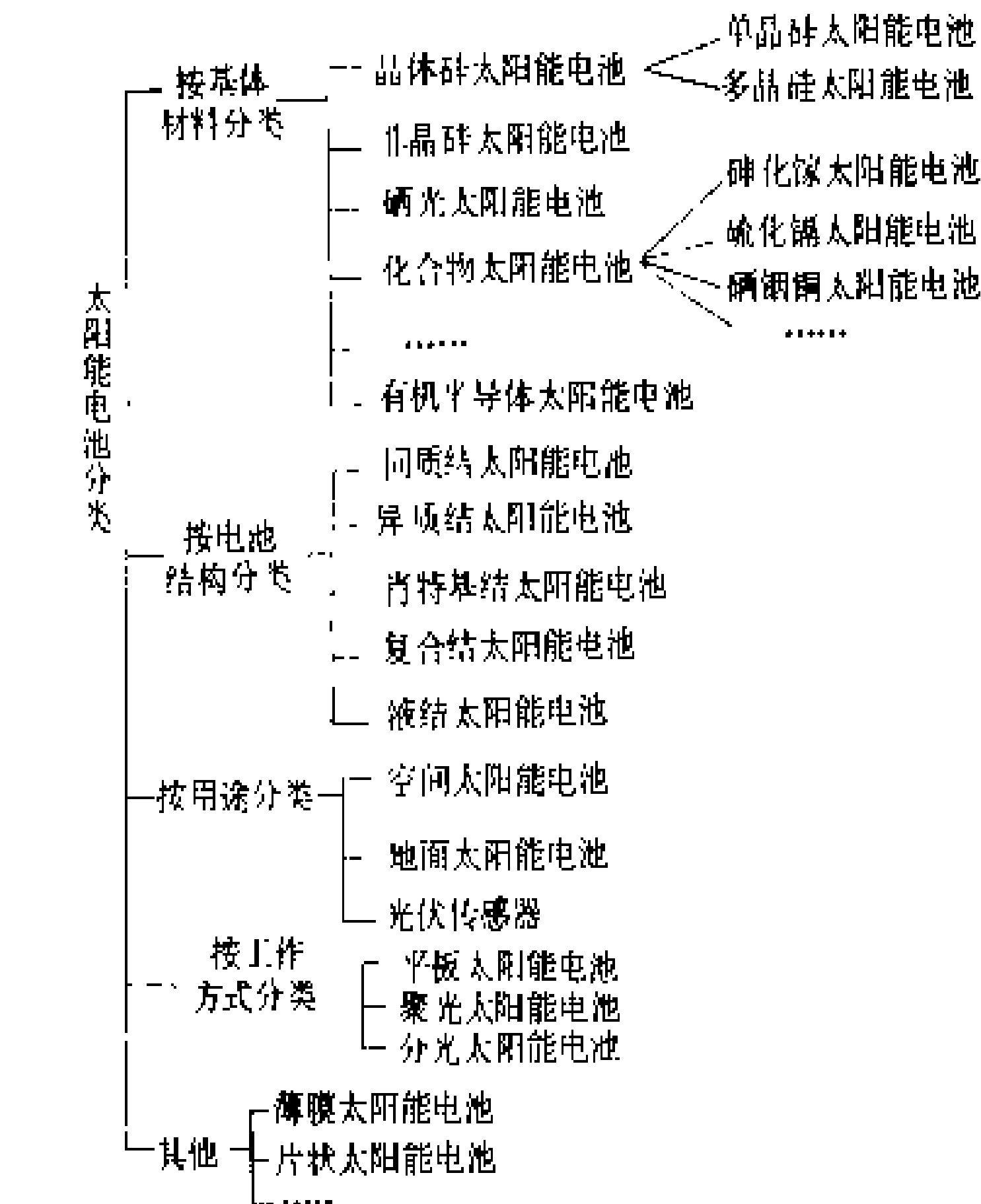


图6 太阳能电池分类

规范化。最常见的分类如图6。同一种太阳能电池,按不同的分类法有不同的称呼。如以非晶硅薄膜为基体的 $\alpha$ -Si-CuInSe太阳能电池,既可称为非晶硅薄膜太阳能电池,也可称为 $\alpha$ -Si-CuInSe异质结太阳能电池。另外,按太阳能电池的光谱响应范围来分,还有紫光电池、蓝光电池、红光电池等等,视具体情况而定。

(1)同质结太阳能电池:由同一种半导体材料构成一个或多个pn结的太阳能电池,如pn结硅太阳能电池、pn结砷化镓太阳能电池等。

(2)异质结太阳能电池:由两种不同半导体材料在相接界面上构成异质结太阳能电池,如氧化锡—硅、硫化镉—硫化亚铜、砷化镓—硅异质结太阳能电池等。若构成异质结的两种材料的晶格匹配比较好,则称为异质面太阳能电池,如砷化镓—砷化铝镓异质面太阳能电池等。

(3)肖特基结太阳能电池:由金属和半导体接触形成肖特基势垒的电池,简称MS电池。现在已发展成金属—氧化物—半导体(MOS)、金属—绝缘体—半导体(MIS)太阳能电池等。

(4)复合结太阳能电池:由两个或多个结构成的太阳能电池。如由一个MIS电池和一个np结硅电池叠

合而形成高效MISNP复合结硅太阳能电池,其效率已达22%。复合结太阳能电池往往做成级联型,把宽禁带材料放在顶区,吸收阳光中的高能光子;紧接着用窄禁带材料吸收低能光子,使整个电池的光谱响应拓宽。已研究过砷化镓、砷化铝镓—磷化镓—磷化铟太阳能电池、砷化铝镓—砷化镓、硅太阳能电池等,后者的效率已达31%。

(5)平板太阳能电池:即非聚光电池,指在1倍阳光下工作的太阳能电池。

(6)聚光太阳能电池:指在大于1倍阳光下工作的太阳能电池。1~10倍为低倍聚光,10~100倍为中倍聚光,大于100倍为高倍聚光。聚光电池需要考虑高温散热和大电流输出等特殊设计,容易组合成光电、光热综合利用的复合系统。与聚光电池相配的聚光器和跟踪器,往往会增加系统的复杂性。但是,用廉价的聚光材料来代替昂贵的半导体材料搜集太阳能,可以降低太阳能光伏发电系统的成本。

(7)空间太阳能电池:主要用于人造卫星和空间飞行器上的太阳能电池。空间电池要求有较高的功率质量比,耐高低温冲击、抗高能粒子辐射的能力强,制造工艺比较精细,因而价格也比较高。

(8)地面太阳能电池:用于地面太阳能光伏发电系统的太阳能电池。要求耐风霜雨雪的侵袭,有较高的功率价格比,要求具有大规模生产的工艺可行性和材料来源。

(9)有机半导体太阳能电池:利用具有半导体性质的萘、蒽等有机材料进行掺杂后制成的pn结太阳能电池。用离子掺杂也能使一些塑料薄膜变成半导体。由于这些塑料抗光老化的能力还不理想,目前只有一些原理性实验。

(10)液结太阳能电池:见化合物半导体太阳能电池。

太阳能电池的组合和封装

单体太阳能电池需要组合封装后才能成为付诸实用的太阳能电池组件。根据标准设计或用户需要,可以把单体太阳能电池像干电池一样串、并联。既可先串后并,也可先并后串,如图7所示。封装形式因电池种类而异。空间太阳

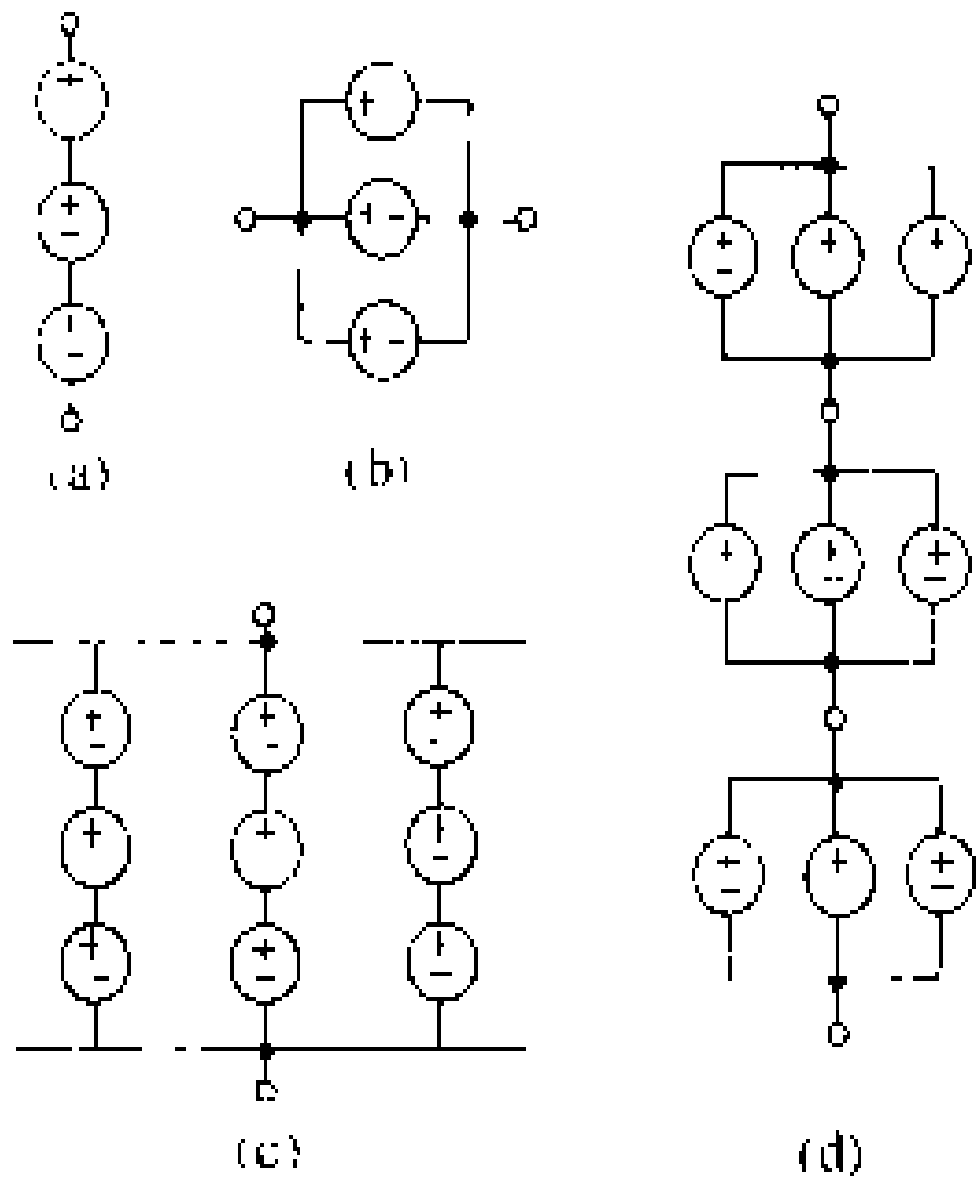


图7 单体太阳能电池组合原理图

电池,如图7所示。封装形式因电池种类而异。空间太阳

能电池常用抗辐射盖玻璃/硅橡胶/密封胶支撑底板的封装结构，而平板型单晶硅和多晶硅太阳能电池通常采用钢化玻璃/EVA 胶/太阳能电池/EVA 胶/抗老化密封塑料热压封装，外加边框和引出接线即可。非晶硅太阳能电池往往也采用类似的封装，有时也采用玻璃作背封材料，以增加组件的刚度。

(崔容强)

taiyangheng dianchi fadian xitong

**太阳能电池发电系统** (photovoltaic power generating system) 用太阳能电池将光能直接转换成电能的完整的发电系统。太阳能电池发电系统一般由太阳能电池方阵、防反充二极管、储能蓄电池、充电控制器、逆变器及测量设备组成 (图 1)。

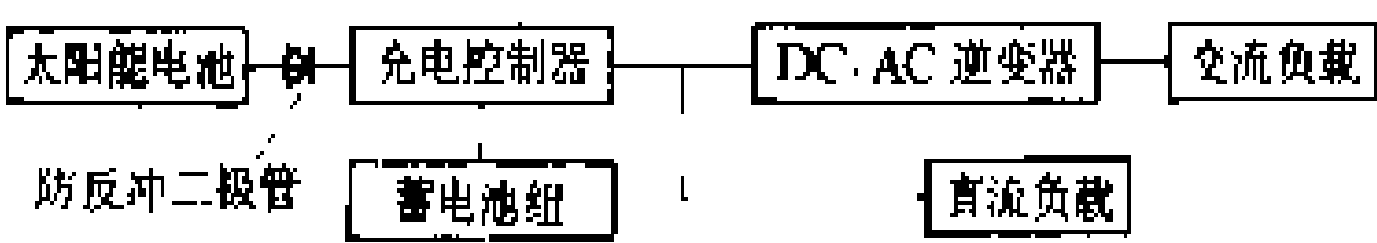


图 1 太阳能电池发电系统组成框图

太阳能电池方阵 太阳能电池单体是光电转换的最小单元，尺寸一般为  $4\text{cm}^2$  到  $100\text{cm}^2$  不等。太阳能电池单体的工作电

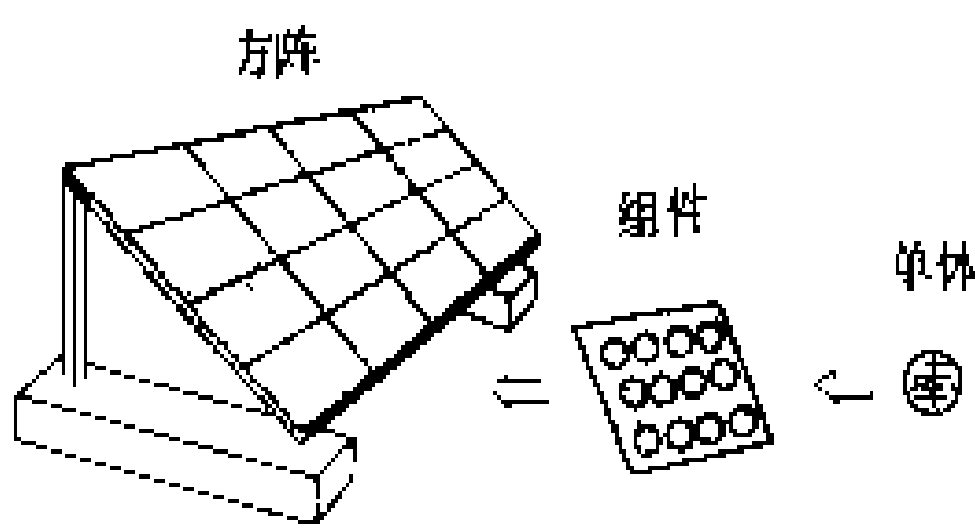


图 2 太阳能电池单体、组件和方阵

压约为  $0.45\sim 0.5\text{V}$ ，工作电流约为  $20\sim 25\text{mA}/\text{cm}^2$ ，一般不能单独作为电源使用。将太阳能电池单体进行串并联并封装后就成为太阳能电池组件，功率一般为几瓦到几十瓦，是可以单独作为电源使用的最小单元。将太阳能电池组件串并联并装在支架上，就构成了太阳能电池方阵，方阵可以满足用户要求的输出功率 (图 2)。

**防反充二极管** 其作用是防止蓄电池在阴天或夜晚向太阳能电池放电。

**蓄电池** 其作用是存储太阳能电池受光照时所发出的电能并可随时向负载供电。太阳能电池发电系统对所用蓄电池的基本要求是：①自放电率低；②使用寿命长；③少维护或免维护；④充电效率高；⑤工作温度范围宽；⑥成本低。

目前中国与太阳能电池配套使用的蓄电池主要是铅酸蓄电池 (以固定式为好) 和镉镍蓄电池。对于户内使用的小容量系统，也可选用胶体或密封铅酸蓄电池。

**充电控制器** 自动地防止蓄电池的过充电和过放电的设备。由于蓄电池受过充电和过放电后将严重影

响其性能和寿命，充电控制器一般是不可缺少的。充电控制器一般分为分流控制型、串联控制型和开关控制型 (图 3)。

分流型和串联型控制器均属于线性控制，其充电电流随着蓄电池的充满而逐渐减小，这对于蓄电池来讲是很理想的，但由于受晶体管功率和造价的限制，一般仅用于小功率系统。

开关型控制器采用继电器控制，这对于控制蓄电池的充电过程并不是最佳的，但是可以控制很大的充电电流，适用于大功率系统。

**蓄电池的过放电保护** 一般采用开关型控制器。

**逆变器** 将直流电变换成交流电的设备。由于太阳能电池和蓄电池发出的是直流电，当负载是交流负载时，逆变器是不可缺少的。逆变器按输出波形分为方波逆变器和正弦波逆变器。方波逆变器电路简单，造价低廉，但谐波分量大，一般用于几百瓦以下的和对谐波要求不高的系统。正弦波逆变器成本高，但可以适用于各种负载。从长远看，晶体管正弦波 (或近似正弦波) 逆变器将成为发展的主流。

**太阳能电池发电系统的设计** 分软件设计和硬件设计，且软件设计先于硬件设计。软件设计包括：负载用电量，方阵面辐射量的接收，太阳能电池用量，蓄电池的容量，太阳能电池方阵安装倾角的计算，系统运行情况的预测和系统经济效益的分析等。硬件设计包括：负载的选型 (必要时设计)，太阳能电池和蓄电池的选型，太阳能电池支架的设计，逆变器的选型和设计，以及控制、测量系统的选型和设计。软件设计由于牵涉到复杂的辐射量和安装倾角的计算，一般是由计算机来完成；在要求不太严格的情况下，也可采取估算的办法。

**太阳能电池发电系统的应用及前景** 太阳能电池最早用于空间，至今宇宙飞船和人造卫星的电力仍然依靠太阳能电池供给。70 年代以后，太阳能电池在地面得到了广泛的应用，目前已遍及生活照明、铁路交

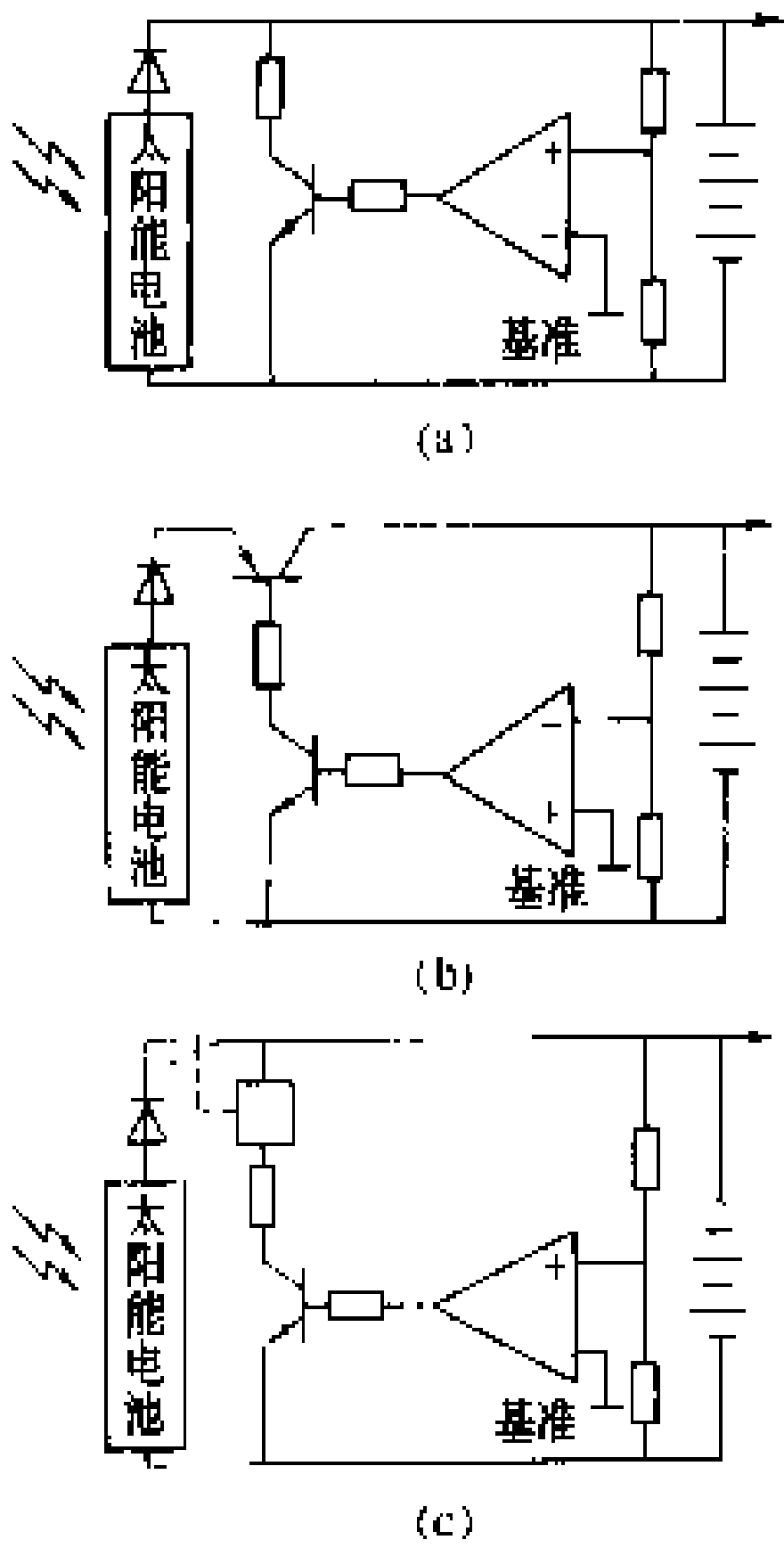


图 3 充电控制器示意图  
(a) 分流型控制器；(b) 串联型控制器；(c) 开关型控制器



通、水利气象、通信事业、广播电视、农林牧业、军事国防等各个领域。功率级别,大到10MW的光伏电站,小到手表、计算器的电源。

太阳能电池发电与火力、水力、柴油发电比较独具许多优点。如:安全可靠,无噪声,无污染,能量随处可得,不受地域限制,无需消耗燃料,无机械转动部件,故障率低,维护简便,可以无人值守,建站周期短,规模大小随意,无需架设输电线路等。因此,作为几十个千瓦以下的分散式太阳能电池供电系统极具吸引力。目前太阳能电池发电系统大规模应用的唯一障碍,是其成本高,预计到下个世纪中叶,太阳能电池发电的成本将下降到同常规能源发电相当。届时,太阳能电池发电将成为人类电力的重要来源之一。

(王新成)

taiyangneng guangfadian

**太阳能光发电** (solar electric direct conversion) 不通过热过程直接将太阳的光能转换成电能的太阳能利用方式。

**分类** 主要分为光伏发电、光感应发电、光化学发电和光生物发电。

**光伏发电** 利用太阳能电池(也称光伏电池)把照射到太阳能电池上的光直接转换成电能输出。目前,光伏发电是太阳能光发电的主流。

**光感应发电** 利用某些有机高分子团吸收太阳的光能后变成光极化偶极子的现象。分别把积聚在感应偶极子两端的正负电荷引出,即得到光电流。因为要寻找合适的光感应高分子材料,使它们有序地排列,并要在高分子团上安装上极为精细的电极,而使光感应发电具有较高的难度。目前,这项技术正在进行原理性实验。

**光化学发电** 见光化学发电。

**光生物发电** 利用像叶绿素这样的生物细胞,在光的作用下产生生物电的现象,又称为叶绿素电池。因为细胞的生命现象和发电过程非常复杂,叶绿素细胞的衰亡又直接影响电能输出,所以目前光生物电池仅有原理性实验。

**应用** 利用太阳能电池的光伏发电系统,一般由太阳能电池组件、配套支架、蓄电池、控制器及用电器等五部分组成。按所需要的电压和电流的大小,把许多单体太阳能电池串、并联后再加以封装,即构成太阳能电池组件。太阳能电池组件是最小的、可直接供能的单元。它可以独立地为用电器具供电。组件功率一般为1~数十瓦不等,可作为太阳能计算器、太阳能钟表、太阳能灯、太阳能通信机等电源。

把许多组件进行串、并联,配以支架,可以构成较

大功率的太阳能电池方阵(有时把太阳能电池组件和方阵都称为太阳能电池板)。功率为数十瓦至数千瓦的太阳能电池方阵,可作为太阳能彩色电视机、太阳能水泵、太阳能汽车、太阳能充电站的电源。目前最大的太阳能电池方阵功率已达10kW,面积约为 $10\times 10\text{m}^2$ 。

数个或数百个太阳能电池方阵串、并联,可构成功率更大的太阳能光伏电站。功率从数十千瓦至数千千瓦不等的光伏电站可作为边远农村、海岛的独立供电站,也可联结电网,作为电力系统的调峰电站。中国已建成的功率最大的太阳能光伏电站为20kW,位于号称“世界屋脊的屋脊”的西藏阿里地区的改则县,海拔高度达4500m。目前世界上最大的光伏电站坐落在美国加利福尼亚州,总功率为6.5MW,与常规电网联接,为385户家庭供电。功率为10MW到100MW的光伏电站已在拟建中。(见太阳能电池发电系统)

光伏发电还可与风力发电、柴油机发电等构成互补复合发电系统,也可与太阳能热发电、氢能、水力发电、生物质能利用等组合成综合利用系统,以降低造价,提高利用率,发挥综合经济效益。目前,一个由2kW太阳能光伏发电、30kW风力发电和10kW柴油机发电构成的综合发电系统,已开始为浙江省大陈岛供电。

比较成功的太阳能光伏系统,最早于1957年10月用于美国先锋1号人造卫星上。其后几十年,各国都把太阳能电池作为空间飞行器的主要能源。中国制造的十多颗人造卫星,基本上都装备了自行研制的太阳能光伏系统。迄今为止,在太空翱翔的1.5万个飞行器,90%以上都采用太阳能光伏发电机作为电源。功率达23kW的太阳能电池方阵曾被安装在美国天空实验室上。美国和苏联的登月舱,也都配备了太阳能电池方阵。可以说,太阳能光伏发电为人类探索太空立下了汗马功劳。

卫星上的太阳能电池方阵在结构上可以分为两大类:一类是壳体式,另一类是展开式。壳体式方阵是把太阳能电池贴装在卫星外壳上,结构比较紧凑。但因为卫星在旋转时往往只有一部分电池面对太阳,电池的利用率比较低。展开式方阵比较复杂,按基板结构的不同,可分为刚性、半刚性、柔性和混合式等多种形式。由于这类方阵在空间展开后能自动对日定向,因而利用率较高,功率容量也大。

空间用太阳能电池方阵,必须经过极苛刻的环境考验。首先是地面贮存和运输的考验,其次是发射时力学环境的考验,如冲击、振动、噪声等。进入轨道后,还要承受真空条件下的高温—低温冲击和各种高能粒子、X射线和太阳紫外线辐照等的考验。因而空间用太阳能光伏系统的每一个部件,都必须在地面做完空间

环境的模拟试验,以达到万无一失。

太阳能空间电站是人类想无限地利用太阳能的一种设想。如果在离地球 36000km 的同步卫星轨道上建造太阳能电站,将所得到的电能变成微波束或激光束后,向设在地球上的接收站输送能量,这样散布在太空的阳光即可变成高密度的微波能或激光能供人们使用。这种设想,1967 年首先由美国人 P. 格拉塞 (P. Glaser) 提出。1978 年美国宇航局和能源部拨款试验。80 年代初,美国国会通过了在 90 年代初建造一个试验装置,在 2000 年建造实用电站的方案。拟议中的空间电站,太阳能电池方阵面积为  $9.8\text{km} \times 6.0\text{km}$ ,发电量为 9000MW,质量上万吨。地面微波接收站是一个直径为数英里的天线阵,它能把接收到的微波能转变为约 5000MW 的电能供用户使用。这种空间电站的优点是:①同步卫星轨道上的太阳能电池方阵可自动跟踪太阳,所获得的太阳能是地面上日照强烈地区的 5~10 倍;②同步卫星轨道上,只在临近春分、秋分时才有白天黑夜之分,黑夜最长也只有 72min,平时基本上可以稳定而连续地发电,全年因地球屏蔽而减少的太阳能不到 1%;③几乎没有环境污染,大部分废热可排入太空,微波束的密度可设计在安全标准之下;④利用太空失重条件或月球重力小等优点,可采用轻结构支撑电站;⑤地面站的天线群是镂空的,为土地的多重利用提供了可能;⑥地面站可紧靠用户,以减少输电损失。尽管太阳能空间电站优点很多,但是向太空运输上万吨庞然大物并非易事,利用太空能源和月球上的材料来建造电站也尚遥远。而且,一旦发生微波束偏离微波接收站的危险,其后果和处理方式尚需研究。据估计,建这样一个电站需 76 亿美元。鉴于造价过于昂贵,美国空间电站的计划在进行了数年可行性研究之后,联邦政府决定中止对该项研究的财政支持,以后又重新启动。但是,空间太阳能电站的设想,犹如人类理想的一颗明珠,依然吸引着许多科学家的注意。也许,闪烁于太空的几十个太阳能空间电站是最终解决人类能源需要的有效途径之一。

1973 年的世界石油危机大大促进了人们对于太阳能及其他新能源的重视。从此开始,人们把已经成功地用于空间的光伏发电技术大规模地向地面转移,在工农业、交通运输、通信及边远无电地区的家庭中建立了多种示范应用系统。1976 年美国麻省理工学院研制出 60kW 光伏电站用于农业。1982 年美国又率先建成 1MW 光伏电站并网运行。至今,已有近十个兆瓦级光伏电站在世界各地运行。

地面用太阳能电池方阵所承受的冷热冲击比较缓和,基本上不受高能粒子和强紫外辐射,但要考虑抗风霜、雨雪、灰沙以至冰雹的侵袭。在某些场合,还要考

虑防盐雾腐蚀,甚至要防止鼠类、昆虫及鸟粪对光伏系统的侵害。因而,地面太阳能电池的封装与空间电池有较大的不同。

**优缺点** 太阳能光发电的主要优点为:

(1) 结构简单,体积小且轻:能独立供电的太阳能电池组件和方阵的结构都比较简单,输出 45~50W 的晶体硅太阳能电池组件,体积为  $450 \times 985 \times 4.5\text{mm}$ ,质量为 7kg。空间用太阳能电池尤其重视功率质量比,现时一般为 60~100W/kg。美国 ECD 公司以有机薄膜为衬底制造的非晶硅太阳能电池,功率质量比可达 5kW/kg。容量为 40kW 的薄膜太阳电池可卷绕成高 40cm、 $\phi 60\text{cm}$  的一个带盘,质量约 8kg,而一台 40kW 的柴油发电机组质量约 2000kg。

(2) 易安装,易运输,建设周期短:只要用简单的支架把太阳能电池支撑,使之面向太阳,即可发电,特别适宜于作为小功率移动电源。配备单轴或双轴自动跟踪的太阳能电池系统,结构相对要复杂一点,但安装、运输仍然比较容易。一个 6.5MW 的太阳能光发电站,占地 100 英亩,从平整地基开始,不足十个月即可运行发电。

(3) 容易起动,维护简单,随时使用,保证供应:配备有蓄电池的太阳能光发电系统,其输出电压和功率都比较稳定。一套设计精良的太阳能光伏系统中,蓄电池往往处于浮充状态,无论白天、晚上都可供电,其所消耗的电能,由太阳能电池在晴天时自动补充,起动和维护都十分简单,一年中往往只需要在遇到连续阴雨天最长的季节前后去检查太阳能电池表面是否被沾污、接线是否可靠、蓄电池电压是否正常等。大型光伏电站可用计算机控制运行,所以太阳能光伏发电的运行费用很低。

(4) 清洁,安全,无噪声:光伏发电本身并不消耗工质,不向外界排放废物,无转动,无噪声,是一种理想的清洁安全的能源。即使是蓄电池,在充放电时释放的  $\text{H}_2$ 、 $\text{O}_2$  和酸雾的量也极微。如果配用全密封蓄电池,则更加理想。

(5) 可靠性高,寿命长:航天和地面用的太阳能电池组件,都要严格通过高低温试验、振动冲击试验以及其他各种环境试验。晶体硅太阳电池寿命可长达 20~30 年。在光伏系统中,只要设计合理、选型适当,蓄电池的寿命也可长达十多年。

(6) 应用范围广:太阳能几乎无处不在。中国广大地区年平均每天在每平方米水平面上接收到的太阳辐射能约在 4~6kW·h 之间。太阳能电池在 -45~+80℃ 范围内都能工作,尤其适宜于在边远地区作为独立电源。

(7) 降价速度快,能量偿还时间有可能缩短:世界

人口的增加和人均能耗的增加，是日益减少的化石燃料能源所不能长久支持的，而日益提高效率和降低成本的太阳能电池却越来越有希望满足人类的要求。通常定义能量回收时间  $T_R$  以下式表示： $T_R = P_c / P_w$ 。式中  $P_c$  为制造太阳能电池所消耗的能量； $P_w$  为太阳能电池在其工作寿命内的平均发电量。以目前晶体硅太阳能电池的水平计算，硅材料价格 33 美元/kg，基片厚度 0.45mm，效率  $\eta = 15\%$ ，年产量 10MW，则能量回收时间为 4.7 年。若将电池效率提高到  $\eta = 18\%$ ，基片减薄到 0.25mm，年产量为 100MW 时，则能量回收时间为 1.7 年。薄膜太阳能电池的能量回收时间也可以降到 1~2 年。据统计，太阳能光伏发电成本，每千瓦时电价，1950 年为 1.50 美元，1987 年为 35 美分，1989 年为 24 美分，预计 1992~1993 年为 12 美分，与美国调峰电价相当，而到 2000 年为 6 美分，可以与市电竞争。中国太阳能电池的价格与国际相近。这预示着太阳能光伏发电有着光辉的前景。

太阳能光伏发电的主要缺点是：

(1) 能量分散，占地面积大：地表上能够直接获得的太阳辐照度最大的地方是西藏高原，约  $1.2\text{kW}/\text{m}^2$ ，而绝大多数地区能够获得的太阳辐照度均不足  $1\text{kW}/\text{m}^2$ ，难怪世界第一座 1MW 光伏电站占地 20 英亩。有人计算过，需把美国道路面积全部覆盖上太阳能电池，才能满足美国的电力需要。

(2) 间歇性大：除了昼夜这种周期变化外，太阳能光伏发电还常常受云层变化的影响。小功率光伏发电系统可用蓄电池补充，大功率光伏电站的控制运行比常规火电厂、水电站、核电厂复杂得多。

(3) 区域性强：地理位置不同，气候不同，使各地区日照资源各异，因而功率相同的太阳能电池组件，在各地的实际发电量是不同的。故理想的光伏发电系统均要因地制宜地进行设计计算。

参考书目

赵富鑫，魏彦章主编．太阳电池及其应用．北京：国防工业出版社，1985

(崔容强)

taiyangneng refadian

太阳能热发电 (solar thermal power plant)

将吸收的太阳辐射热能转换成电能的装置。有两大类型：一是利用太阳热能直接发电，如半导体或金属材料的温差发电，真空器件中的热电子和热离子发电，以及磁流体发电等。这种类型的特点是发电装置本体没有活动部件。目前其功率都很小，有的尚处于原理试验阶段，故本条不作介绍。二是将太阳热能通过热机带动发电机发电。其基本组成与常规发电设备类似，唯热

能是从太阳能转换而来。有的国家正在研制较大功率的这种装置，已达到并网发电实际应用的水平。按系统结构说，包括集热装置、储能系统、热动力机和发电机等部分。

集热装置 吸收太阳辐射能转换成热能的装置。不同的功率和不同的工作温度有其合适的结构。100℃以下的小功率装置多为平板集热器。有的为了增加单位面积上的受光量而外加平面反射镜。由于工作温度低，故其系统转换效率一般在 5% 以下。要提高系统效率，必须提高集热温度，即必须采用聚光集热装置，主要类型有：①复合抛物面聚光集热器，需要季节性调整其倾角；②线聚焦集热器，常采用单轴跟踪的抛物柱面反射镜聚光；③固定的多条型反射镜槽和固定的半球面反射线聚焦集热装置，其吸热管都需要跟踪活动；④点聚焦方式，提供了最大可能的聚光度，而且成像清晰，但需配用全跟踪系统；⑤菲涅尔透镜，常用硬质或软质透明塑料模压而成，可做成长的线聚焦或圆的点聚焦装置，相应的配用单轴跟踪或全跟踪系统；⑥塔式聚光集热装置，这是大功率集中式太阳能热发电的一种主要结构方式。以上各种集热器的聚光倍率和工作温度示于表。

各种集热器的聚光倍率和工作温度表

集热器类型	聚光倍率	工作温度 (℃)
平板集热器及附加平面反射镜	1~1.5	<100
复合抛物面反射镜	1.5~10	100~250
菲涅尔线聚焦透镜	1.5~5	100~150
菲涅尔点聚焦透镜	100~1000	300~1000
柱状抛物面反射镜线聚焦	15~50	200~300
盘形抛物面反射镜点聚焦	500~3000	500~2000
塔式聚光集热装置	1000~3000	500~2000

储能系统 由于大地上的太阳能受到季节、昼夜和云雾、雨雪等气象条件的影响，具有间歇性和随机不稳定性的特点，若保证太阳能热发电系统稳定地发电，必需考虑储能问题。储能本身也是一种能量转换过程。太阳能热发电系统要经过太阳辐射能→热能→机械能→电能等几种能量的转换，在每个过程中都可进行储能。在热储能方式上有显热、潜热和化学反应热等。显热储能是利用水和石块等具有较大的比热和密度的特性。潜热储能是利用有些物质在物态相变时的吸热和放热作用。还有正在研究发展中的化学储能，例如  $\text{CO}_2$  与  $\text{CH}_4$  在 850℃ 高温时吸热，经过催化剂反应生成  $\text{CO}$  与  $\text{H}_2$  等。这些气体在室温下可长期储存和远距离输送。需要时再将这些气体经过催化剂进行逆反应生成

CO<sub>2</sub> 与 CH<sub>4</sub>, 同时放出 650℃ 的高温热能。这是值得重视的途径。太阳能制氢, 再燃氢发电, 实际上也是化学储能。在机械能转换时, 可利用机械泵抽水到高位水库, 需要时再用水力来发电。在电能转换方面, 小功率的可利用蓄电池, 在有高技术的条件下, 大容量的可用超导线圈电磁储能。当然, 直接并网输电是最方便的方式。利用电动水泵抽水储能也是可行的。

**热动力机与发电机** 在大功率的太阳能热发电装置上所用的汽轮机和发电机与常规火电厂所配用的完全一样。在小功率方面, 热动力机是一个突出的问题。因为容量小的热机若采用通常的汽轮机结构设计, 只有在每分钟几万转的情况下才有高的效率。斯特林热机是古老而又新的方案, 从原理上讲, 其性能近似卡诺循环, 但目前还存在一些材料和工艺上的困难。另外, 双螺杆膨胀机也可利用在小功率太阳能热发电上, 总的系统效率也是受到工作温度低的限制。以上各种热动力机所需配用的发电机, 在技术上都是可以设计制造的。

**经济性** 目前一些工业先进国家都在积极研究发展太阳能热发电, 但对其经济性也有不同的看法。太阳辐射能可以说是取之不尽的, 又是无偿的和无污染的, 但在地面上所接受的能量密度低, 集热装置的占地面积要比同容量的火电厂煤场占地约大 10 倍左右。要获得高的系统效率, 必须采用高倍率的聚光集热装置, 因而需要复杂的跟踪系统和昂贵的器材, 致使单位容量的造价提高, 目前尚不能与常规火电厂相竞争。新技术、新材料和新工艺的发展有可能使太阳能热发电的造价降低, 同时由于常规能源的涨价和逐渐匮乏, 就会显出太阳能热发电的合理性。目前在一些常规燃料贫乏、交通不便而日照又好的边远地区, 需要热电联合开发时, 采用太阳能热发电是有利的。在日光充足又无大风的天然盐水湖和内海, 利用太阳池作为集热器和储能装置来发电, 也是有前途的。

(廖少葆)

taiyangneng ziyuan

**太阳能资源** (solar energy resource) 太阳辐射能通过宇宙空间及大气层到达地球表面的总量及其分布。

**太阳常数** 在日地平均距离时于单位时间内投射到地球大气层上界与辐射方向垂直的单位面积上的太阳辐射能。1957 年国际辐射会议建议其值为 1382 W/m<sup>2</sup>, 按当时的单位为 1.98cal/(cm<sup>2</sup>·min); 1981 年世界气象组织 (World Meteorological Organization, WMO) 的仪器和观测方法委员会建议其值为 1367 ±

7W/m<sup>2</sup>。

由于地球围绕太阳公转的轨道为一椭圆, 在远日点和近日点处的日地距离与平均距离相比较有变化, 根据计算, 由此而引起的日射值的变化为相对平均距离的 ±3.4%。此外, 太阳活动峰值年比宁静年的辐射量约增大 2.5% 左右。

**世界太阳能资源** 根据太阳辐射总功率、日地平均距离以及地球平均直径的值, 可知到达地球大气层上界的太阳辐射功率为 1.7×10<sup>11</sup>MW, 约为 1970 年全世界消耗功率的 3 万倍左右。其中约有 30% 被大气层反射回宇宙空间, 23% 被大气层吸收, 仅有 47% 即 8.2×10<sup>10</sup>MW 到达地球表面, 即通常所谓的地面上的太阳能资源。在到达地球表面的太阳辐射能中, 约有 79% 照射在海洋上, 21% 照射在陆地上, 其中大约有一半左右照射在无人居住或人烟极少的地区, 而只有一半左右即 8.1×10<sup>9</sup>MW 照射到人类聚居的地区, 这是目前和近期内真正可以利用的太阳能资源。

由于受到昼夜、季节、地理纬度和海拔高度等自然条件的限制, 以及晴阴云雨等随机因素的影响, 到达地球表面的太阳辐射能既是间断的又是不稳定的。为了便于利用太阳能, 世界各国都通过遍布各地的气象台站的多年实测结果, 给出当地水平表面上太阳辐射的日总量、月总量和年总量的平均值, 以供工程设计时参考。为了统一世界各地的太阳辐射测量标准, 世界气象组织自 1959 年起先后举行了六次国际直接日射表比对活动。目前各种日射仪器均按其性能分为标准、一级和二级三个类别 (仅标准直接日射表又细分为一级标准和二级标准两类)。

**中国的太阳能资源及其分布** 中国地处北半球欧亚大陆的东部, 主要处于温带和亚热带, 具有比较丰富的太阳能资源。根据全国 700 多个气象台站长期观测积累的资料表明, 中国各地的太阳辐射年总量大致在 3.36×10<sup>3</sup>~8.40×10<sup>3</sup>MJ/m<sup>2</sup> 之间, 其平均值约为 5.88×10<sup>3</sup>MJ/m<sup>2</sup>。该等值线从大兴安岭西麓的内蒙古东北部开始, 向南经过北京西北侧, 朝西偏南至兰州, 然后径直朝南至昆明, 最后沿横断山脉转向西藏南部。在该等值线以西和以北的广大地区, 除天山北面的新疆小部分地区年总量约为 4.46×10<sup>3</sup>MJ/m<sup>2</sup> 外, 其余绝大部分地区的年总量都超过 5.88×10<sup>3</sup>MJ/m<sup>2</sup>。中国太阳能资源的区划如表所列。

由表可见, 前三类地区是中国太阳能资源比较丰富的地区, 约占全国总面积的 2/3 以上, 具有利用太阳能的良好条件。除四川盆地及其毗邻地区外, 中国绝大部分地区的太阳能资源都相当于或超过外国同纬度的地区。

中国太阳能资源区划

地区类别	全年日照时数(h)	太阳辐射年总量(10 <sup>3</sup> MJ/m <sup>2</sup> )	主要包括的省份和地区	世界上与之相当的其他国家或地区
一	2800~3300	6.72~8.40	宁夏北部、甘肃北部、新疆东南部、青海西部和西藏西部	印度和巴基斯坦的北部
二	3000~3200	5.88~6.72	河北北部、山西北部、内蒙古和宁夏南部、甘肃中部、青海东部、西藏东南部 and 新疆南部	印度尼西亚的雅加达一带
三	2200~3000	5.04~5.88	山东、河南、河北东南部、山西南部、新疆北部、吉林、辽宁、云南等省以及陕西北部、甘肃东南部、广东和福建的南部、海南、江苏和安徽的北部、北京、台湾	美国的华盛顿地区
四	1400~2200	4.20~5.04	湖北、湖南、江西、浙江、广西等省、自治区以及广东北部及陕西、江苏和安徽三省的南部、黑龙江	意大利的米兰地区
五	1000~1400	3.36~4.20	四川和贵州两省	欧洲大部地区

(李中生)

tanhuayou

**碳化铀** (uranium carbide) 在铀—碳二元系中有 UC、UC<sub>2</sub> 和 U<sub>2</sub>C<sub>3</sub> 三种化合物，只有 UC 在熔点 2763K 以下无相变。UC 晶体呈 NaCl 型面心立方结构，理论密度 13.61t/m<sup>3</sup>。与 UO<sub>2</sub> 相比，UC 的含铀密度高，等于 12.96t/m<sup>3</sup>；在 1237K 时的热导率 21.7W/(m·K)，约为二氧化铀的 8 倍，故被认为是性能优越的新型核燃料。

UC 燃料可由铀和石墨在电弧炉里直接反应并铸成富碳锭，然后在高温 H<sub>2</sub> 中脱碳制成；或在高温真空中由碳还原高纯 UO<sub>2</sub> 制成。为获取化学计量的 UC，要严格掌握组分的配料制度和细心控制反应参数。由于 UC 的化学性质活泼，易与水、空气发生反应，影响成品质量，操作 UC 必须在充有惰性气体的手套箱中进行。UC 粉末易燃，粉碎时需用三氯乙烯保护。

在反应堆内使用时，UC 燃料的最高工作温度为 1773K，远比 UO<sub>2</sub> 的为低。即使在燃耗 80000 MW·d/t 时，裂变气体释放量只有 30%~50%，约为 UO<sub>2</sub> 的 1/2。保存在燃料内的裂变气体使燃料肿胀，引起燃料与包壳的机械相互作用，可能导致包壳破损。为改进燃料棒性能，将有效密度限制为 80% 理论密度，线功率低于 90kW·m<sup>-1</sup>。在辐照到更高的燃耗时，观察到奥氏体不锈钢的碳化，但不会使包壳性能变坏。试验也表明碳化铀与 Na、Ta、Zr 及 Ti 等材料可相容到 1273K。所以，只要元件设计时采用较宽的燃料-包壳间隙，并用 Na 结合代替 He 结合来增加辐照稳定性和提高传热效率，碳化物是有希望用作快中子增殖堆燃料的。印度的 FBTR 快中子堆就是采用 UC—PuC 混

合物作为燃料的。

(李文斌)

tiaoshi

**调试** (Commissioning) 核电厂在系统和部件安装完毕，并经过单项设备安装调试及系统初步试验合格后，有计划地进行的综合性初始起动试验工作。它从一回路冷试验开始直到投入商业运行的整个过程，一般约需时 1 年到 2 年。这是核电厂建成投产前的一个重要阶段。

**调试目的** 通过调试可验证设计是否符合有关安全准则，及时发现设计和建造中的缺陷或不足之处加以纠正；此外，还可验证运行规程是否可行以及培训人员和收集数据资料等。

**验证设计和建造质量** 验证设计是否满足有关安全准则，建造和安装质量及其性能是否符合设计要求，特别是对安全上重要的项目和辐射防护项目，要验证其建造完好性，及其能达到设计要求工作，并保证薄弱环节都已查明和得到纠正。因此，调试工作应首先验证已安装好的部件，进行单个系统试验，然后进行综合试验，直到最终证明核电厂能安全可靠地运行。

**确证运行规程和培训运行人员** 在调试前，各种运行规程根据设计和制造厂所提供的资料都已编制好。在调试过程中加以确证或作必要的修正。运行人员可在调试活动中得到训练，并可熟悉各系统的运行特性、它们之间的相互关系以及运行规程等。

**收集基准数据资料** 在调试中可收集和验证在安全上重要的基准数据资料。对重要系统和部件应记录

它们的初始运行参数,如役前检验的各数据。这些基准数据资料将作为今后运行的参数,帮助监查各部件在运行后,特别是初期的变化情况。这对反应堆压力容器和其他一回路承压部件尤为重要。

**核电厂正式运行前的调整** 在调试中对安全和工艺系统的固有运行特性进行确证,并将运行点调整到符合设计值和安全分析的要求,使运行规程和运行限制工况修正到正确反映系统的固有运行特性,使核电厂的安全分析要求、运行人员的培训与运行规程一致起来,以保证核电厂能在规定的方式下运行。

**调试大纲(方案)** 在调试前,核电厂设计单位应提供调试大纲(方案),核电厂运行单位根据实际建设情况编写实施的调试大纲。对调试大纲必须进行周密计划和详细安排,以使调试工作能有效地在有章可循的方式下进行。这对顺利地进行核电厂的调试是十分重要的。

调试大纲内容应包括:①试验目的、试验应具备的条件、预期结果、验收准则以及与运行限值和运行条件的关系;②试验顺序和进度;③试验过程中所需的最低限度的技术上和管理上的规定以及必要的注意事项和安全预防措施;④试验规程或细则;⑤组织安排,包括各参与单位的分工、作用和责任等。

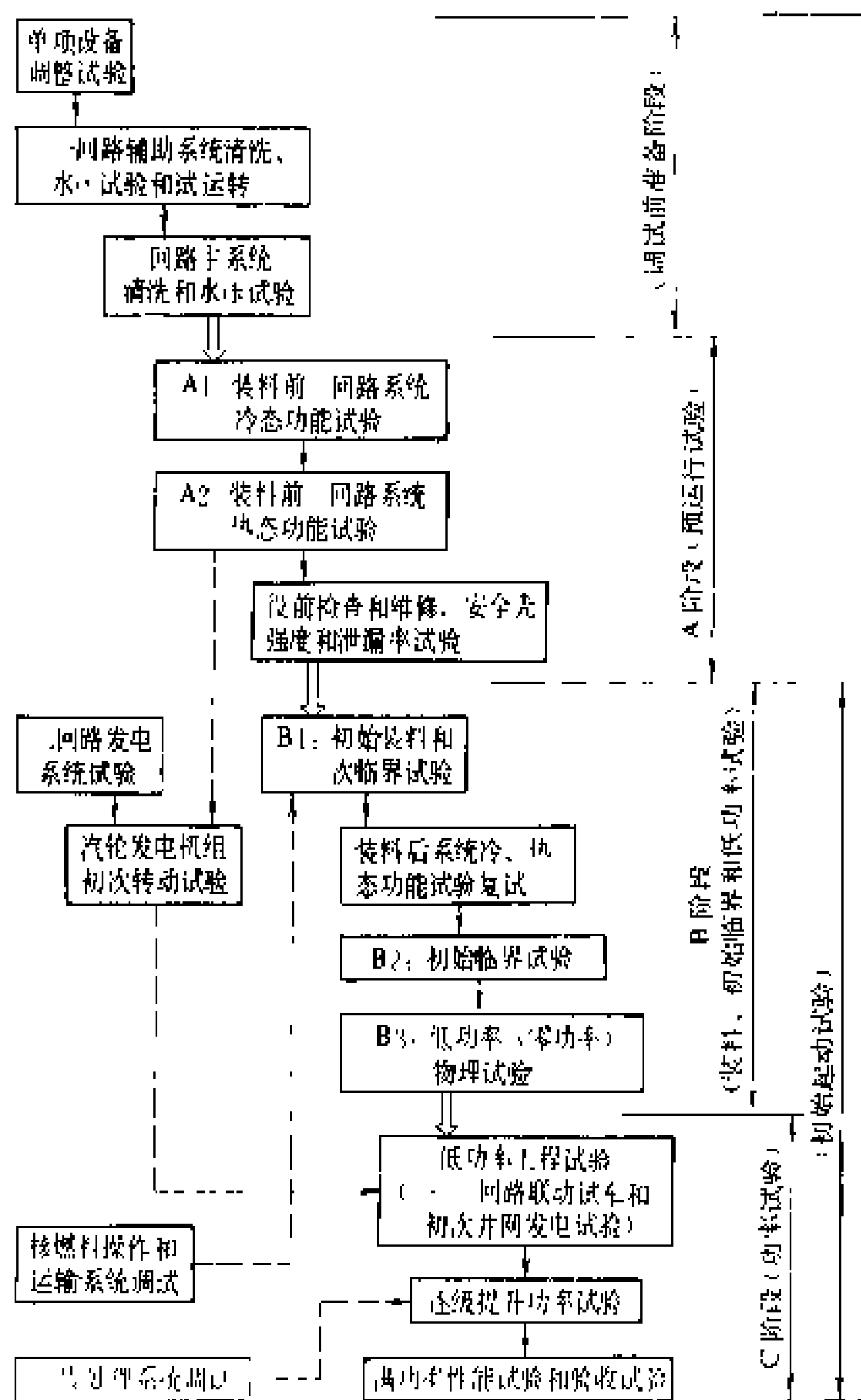
在确定试验顺序时,必须考虑需要优先进行试验的系统,以便使该系统能在对其他系统的试验中安全使用;以及某些必须在下阶段的试验工作之前完成的联组试验等。

**调试的主要阶段** 调试试验工作一般可分为若干阶段。对每一阶段,在继续进行下阶段试验前必须完成对该段试验结果的审查。通常规定,只有在完成对某阶段试验结果的评价和监查,并且经核电厂主管单位和国家核安全部门认可后,才允许继续下一阶段的调试试验工作。

核电厂的调试是以一回路的综合试验为主线而展开的。其顺序和主要内容一般可以分为三个主要阶段:①A阶段——预运行试验;②B阶段——装料、初始临界和低功率试验;③C阶段——功率试验。在三个主要阶段之前,还有一个调试前准备阶段,它为开展调试创造先决条件。此外,各主要阶段还可划分为若干分阶段。由于B阶段中的反应堆初始装料意味着核电厂运行的开端,因而也有把初始装料单独列为一个阶段,而把反应堆初始临界和低功率试验(也称为零功率物理试验)并列为反应堆物理起动试验阶段的。一般为了有别于预运行试验阶段,也可把自反应堆装料开始一直到满功率试验结束的B、C两阶段,统称为初始起动试验阶段。此外,配合上述一回路调试的主线,分别还有相应的分阶段进行的其他调试工作:①二回路发电系

统调试;②废气、废液及固体废物处理系统的调试;③核燃料操作和运输系统调试;④采暖通风空调系统调试;⑤辐射监测系统调试等。

各阶段调试的主要内容和试验顺序如核电厂调试试验程序简图所示。这里以压水堆核电厂为例。



核电厂调试试验程序简图

**调试前准备阶段** 在开始预运行试验前,先核查主要系统和部件在安装调整试验中的结果,再对重要的支持系统和服务系统,如厂用电系统、化学制水系统、工业水和消防水系统、仪表测量系统、压缩空气系统、采暖通风和空调系统等进行单项设备和系统的调整试验,以保证这些设备和系统都能完好使用并可根据需要及时投入工作。

在调试工作开始前,首先要对反应堆冷却剂系统、辅助系统进行清洗和水压试验。这是一项十分重要的工作。清洗是否彻底会影响今后一回路水质,亦即影响设备的安全运行。在对其各设备按规定进行试压并验证合格后,才能进行正式调试工作。所以这项工作往往被看作是核电厂开始调试的里程碑。

**A阶段:预运行试验** 一般可分为A1——冷态功能试验和A2——热态功能试验两个分阶段。本阶段的试验项目繁多,都是在反应堆装料前进行的。它包括一回路大量的分部试验项目,既要检验各流体系统和控

制系统,又要进行安全保护系统综合试验。

(1) A1 冷态功能试验:在常温下进行,通过试验获得系统和部件的初始运行数据并验证其功能满足要求。这些试验还包括专设安全设施和起最终热阱功能的设备冷却水系统和安全冷却水系统等的调试。此外,属于安全重要设备的应急柴油发电机组也要及早调试好。

(2) A2 热态功能试验:紧接着冷态功能试验进行,它包括一回路升温 and 冷却试验,以及在热态温度下进行的试验。这时要尽可能模拟电厂的实际运行条件,要在额定温度、压力和流量下的预计运行条件下,检验系统的控制和安全运行功能,校核系统和部件的流量、振动、膨胀等数据,以及初步测定一次冷却剂泵的惰转特性等。在该阶段,由主泵运转时所产生的热量不仅能将一回路加热到正常运行温度,而且能使蒸汽发生器产生一定量的蒸汽,从而为在反应堆尚未装料的情况下的系统进行热态功能试验提供条件。此外,还可利用主泵的运转热量和一回路的热容量,使蒸汽发生器向二回路提供汽轮发电机组初次转动试验所需要的蒸汽。因此,此阶段是二回路汽轮发电机组可以最早进行转动试车的时机。这时汽轮发电机组可以转动到全速并可维持短时间,以进行调速系统试验、机组振动测量、发电机校核相位和励磁系统试验等,有时情况许可还能进行与电网同步并列试验。通过机组的初始转动试验,如果发现问题可以及早解决,为反应堆装料后一、二回路联动试车创造有利条件,因而可缩短后阶段的调试时间。有的核电厂为了使汽轮发电机组的转动试车可以独立进行,设置了专用调试锅炉,以便更有利于缩短调试时间,但这样要增加安装调试锅炉的投资费用。

以上试验结束后,就可安排系统和部件的役前检查和必要的维修工作,以及安全壳整体性强度试验和泄漏率测定试验。役前检查是一项重要工作,主要是在投产前对反应堆压力容器和其他一回路承压部件(特别是焊接区)录制原始“心电图”数据(一般采用超声探伤)作为基准数据,以便投产后可与定期的在役检查结果相比较,监督部件材料中可能存在的缺陷及其发展情况。安全壳整体性强度试验和泄漏率测定试验也是一项十分重要的试验。首先进行 1.15 倍设计压力下的强度试验,以验证其承受设计基准事故瞬态压力的能力,然后降低到设计压力或计算的设计基准事故压力,保持 24 小时,测定安全壳总的泄漏率应小于环境影响评价中所用的设计值(一般设计限值为 24 小时泄漏 0.1%~0.3%安全壳自由容积)。

A 阶段工作结束并得到鉴定认可后,就可进行后阶段的核电厂初始启动试验。

B 阶段:装料、初始临界和低功率试验 本阶段一般可分为 B1——初始装料和次临界试验、B2——初始临界试验和 B3——低功率(零功率)物理试验三个阶段。总的是要确认反应堆能够启动和工作的状态,以及反应堆冷却剂系统、反应堆控制系统、堆芯物理参数和屏蔽等符合设计参数。

(1) B1 初始装料和次临界试验:在反应堆装料前首先要对到厂的核燃料组件进行必要的检验,对组装有控制棒或可燃毒物的燃料组件要仔细复查,注意核对不同组装方式和不同富集度的燃料组件。装料时必须严格按照预定的书面程序进行装料,以保证安全和正确装载。燃料组件装错将留下隐患,反应堆运行后可能由于功率分布异常而损坏燃料组件。此外,对装料过程必须采取下述措施以防止发生意外临界:①使用启动中子源,以保证在装料过程中能连续监测到必要的最低中子计数率;②按顺序每次添装燃料后必须根据中子计数率的变化校核次临界度,如有异常,应停止装燃料,并进行分析研究;③保持反应堆冷却剂中的硼浓度,使堆芯在满装载后仍能处于深度次临界状态;④不断取样监测压力容器内冷却剂的硼浓度,并采取可靠措施防止发生意外稀释等等。装料完毕后,进行压力容器封盖,然后在反应堆次临界条件下进行试验,如:控制棒的操作试验和冷态落棒时间预测、停堆保护装置动作试验、源区量程监测仪表的检验和标定、堆芯测量仪表的调整,以及停堆深度(次临界度)的验证等等。此外,还要对反应堆冷却剂系统进行冷态和热态功能的复试,以便获得装料后系统功能的确切数据,如主泵的起、停和惰转流量测试、冷却剂水质的调整、主系统阻力和流量测定以及控制棒在热态和冷却剂流动情况下的落棒时间测定等。

(2) B2 初始临界试验:在完成 B1 试验之后进行。这时反应堆启动条件已经具备,就可按规定使反应堆启动到初始临界。初始临界是核电厂调试过程中的重要里程碑,它标志着核电厂的反应堆开始进行受控链式裂变反应。对于初始临界试验,必须制订严格的步骤,以保证试验以安全和有次序的方式进行。临界试验是在热态下进行的。当反应堆向临界过渡时,必须连续监测和分析反应性变化,以便不断地校核预期的临界点。改变反应性的手段一般是从堆芯移出中子吸收体(提升控制棒或降低冷却剂中的硼浓度)。当逼近临界时,对增加反应性的操作必须格外谨慎,以免反应堆在很高的中子通量密度变化速率(短周期)下接近临界。同样,在达到临界后向低功率过渡时,也必须采用保守的启动速率来增加反应堆的中子通量密度水平。整个试验过程必须保证中子通量密度监测系统和停堆保护系统能可靠地工作。最后要对中间量程监测仪表进行

校验和标定。

(3) B3 低功率(零功率)物理试验: 试验功率不能太高, 一般控制在小于 2% 额定功率下, 尽可能在接近零功率的极低功率水平下进行试验, 避免使核燃料受到较大的辐照和使反应堆部件严重活化, 以便随后需要时可以进行堆内检查。试验中需要测量的各项物理参数有: 堆芯的温度反应性系数, 吸收体(控制棒和硼浓度)的反应性价值和其停堆能力, 以及堆芯的功率(中子通量密度)分布等, 还要复测控制棒在热态和冷却剂流动情况下的落棒时间。

物理试验结束后, 可以安排反应堆冷却剂自然循环试验。这时反应堆功率控制在小于或等于 5% 额定功率, 目的是验证当全厂断电全部主泵停转时, 反应堆依靠冷却剂自然循环排除堆芯余热的能力。此外, 有一些在预运行试验阶段因为热源不足或其他原因而未能完成的热态功能试验项目, 如蒸汽发生器水位控制、水质调整和排污系统试验、主蒸汽安全阀和大气释放阀补充动作试验以及主蒸汽旁路排放阀试验等, 均可安排在本阶段中进行补做。如果以上试验均正常, 并且未发现重大问题, 包括测定的各项物理参数与设计的和安全分析报告中采用的那些参数之间无根本性的不一致情况, 经核电安全监督部门允许, 可进行 C 阶段功率试验。

**C 阶段: 功率试验** 本阶段包括低功率工程试验、逐级提升功率试验、满功率性能和验收试验等。

(1) 低功率工程试验: 在反应堆低功率(一般约 10% 额定功率)下进行, 利用核能产生的蒸汽, 供给汽轮发电机组调试, 并进行一、二回路联动调试和核电厂的初次并网发电试验。这是核电厂调试过程中的另一重要里程碑, 它标志核电厂建成发电的开端。

(2) 逐级提升功率试验: 在规定的每一级功率水平下进行一系列稳态和瞬态试验, 包括测量和控制系统的校核试验等。典型的功率分级为 10%、25%、50%、75% 和 100% 额定功率。在不同功率水平下必须进行的重要试验项目有: ①堆-机联锁控制系统调试; ②保护系统整定值调整; ③反应堆热功率测定和核功率刻度; ④堆内测量和堆外测量系统标定; ⑤负荷波动试验; ⑥负荷大幅度陡降试验; ⑦机组甩负荷试验; ⑧电厂紧急停闭试验; ⑨蒸汽发生器蒸汽湿度测定; ⑩在较低级的功率水平下(如 25% 额定功率)进行厂用电源断电(即全厂断电)试验; ⑪反应堆冷却剂自然循环能力的验证等。通过以上试验, 应证明电厂能按照设计的稳定运行工况和预计的异常运行工况下安全地运行。

(3) 满功率性能和验收试验: C 阶段的最后一项试验, 也是核电厂调试进程的最终里程碑。试验要求验证核电厂能按照设计意图和设计指标安全可靠地连续运行。满功率性能试验要在额定功率下稳定运行若干小时之后进行, 试验用的仪表均要事先精确刻度, 以便精确测定反应堆和蒸汽发生器的保证出力、汽轮发电机组输出的总电功率、核电厂的热效率或热耗率、厂用电和合同中另外规定的项目。这些试验项目可以单独进行, 也可以安插在满功率验收试验的中间进行。满功率验收试验一般要求核电厂连续 100~120h 满功率运行, 在这段时间内功率不能大幅度波动, 要求稳定在 95%~100% 额定功率以内, 更不能发生功率降低或中断运行的情况, 有些合同还规定在性能试验前进行 4 个星期(或 700 小时)的试运行。

到此, 核电厂的调试工作全部结束。试验合格, 核电厂正式投入运行, 通常称之为商业运行开始。商业运行后, 设备还有一定的保证期。(见验收)

**调试进度和人员配备** 调试进度的控制和人员的配备是调试工作的重要内容。

**调试进度** 核电厂调试试验项目繁多, 并且受设计、设备与施工质量以及调试组织和准备工作的严密程度等的影响, 因此调试进度变化很大。一般情况, 自一回路水压试验开始到满功率验收试验结束可能要持续 1 年到 2 年。其中装料前的 A 阶段可能要历时半年到一年, 装料和装料后的 B、C 两阶段可能也要历时半年到一年。一个国家的第一座原型核电厂, 往往要求进行较多的反应堆试验和汽轮发电机组的调试工作, 以便仔细校核设计和取得经验; 有些核电厂主动延长提升功率的进程, 以期能在投入商业运行前使设备和系统的潜在问题充分暴露出来。有些核电厂, 特别是同类型第一座机组, 在调试过程中往往碰到了设备故障等意外困难。以上这些电厂的调试过程可能历时更久。但是也有一些核电厂由于从同类型核电厂取得了经验, 或者是多机组核电厂的后续机组, 在安全许可的条件下可加快调试进度。

**调试人员配备** 调试人员须接受充分培训, 并经考核取得从事规定工作的资格。他们必须熟悉核电厂的设计、系统和部件的安全运行限值、运行规程和事故处理规程、调试方案和试验细则等等, 并且还要具备一定的核电厂工作经验。由于调试工作的复杂性和持续时间较长, 所需的人力也是很大的。除了参加调试工作的电厂运行人员以外, 专业的调试人员包括组织、管理和试验的工作人员, 一般要数十人到一百多人, 总的工作量约要 2000~3000 人/月。

表为压水堆型核电厂主要调试项目。



压水堆型核电厂主要调试项目

准备阶段:	△核测量仪表试验	△堆外源量程仪表校正试验
△一回路主辅系统清洗	△核燃料操作和运输系统设备试验	△控制棒驱动装置操作试验和落棒时间初步测试
△一回路主系统水压试验	△辅助给水泵试验	△控制棒位置指示装置试验
A 阶段:	△蒸汽发生器水位控制试验	△反应堆保护系统整定值确认试验
△一回路主系统升温和冷却试验	△蒸汽发生器排污系统试验	△一回路主系统密封性试验
△一回路主系统冷、热态流量初测	△应急柴油发电机组试验	△一回路水力特性和冷却剂流量复测试验
△一回路主系统热膨胀测量	△不停电电源装置试验	△主泵启、停试验和惰转流量复测试验
△主泵启、停和惰转流量初测试验	△220kV 升压站电气试验	△堆芯热电偶与电阻温度计校正试验
△稳压器水位和压力控制试验	△厂用电系统和安全母线试验	△初始临界试验
△稳压器卸压阀动作试验	△直流电系统试验	△低功率(零功率)堆芯功率分布测定试验
△化容系统容积控制箱水位试验	△计算机及 CRT 系统试验	△冷却剂温度反应性系数测量
△化学剂添加试验和药物分布测定	△主控制室采暖通风空调系统试验	△控制棒价值和硼浓度价值测量
△硼酸系统和紧急加硼试验	△电气设备间通风系统试验	△临界硼浓度测定试验
△硼回收系统试验	△应急控制室主要功能试验	△最小等堆深度的硼浓度测定试验
△停堆冷却系统(余热排除系统)试验	△辐射防护及工艺和区域监测系统试验	△控制棒停堆能力和落棒时间复测
△安全注射系统试验	△二回路主给水泵试验	△控制棒失步(包括单速控制棒落到底)试验
△设备冷却水系统试验	△主蒸汽安全阀和大气释放阀试验	△最大价值控制棒提出堆芯试验
△安全冷却水(海水或河水)系统试验	△主蒸汽隔离阀试验	△主蒸汽旁路排放阀动作试验
△冷却剂取样装置试验	△主蒸汽旁路排放阀试验	△蒸汽发生器水位试验和水质调整
△乏燃料池冷却和净化系统试验	△主凝汽器真空系统试验	△中间量程和功率量程仪表校正试验
△安全壳疏排水系统和地坑水位试验	△主循环水泵试验	△反应堆保护停堆逻辑动作试验
△废液处理系统试验	△除氧给水箱试验	△反应性计校正试验
△废气处理系统试验	△凝结水泵及凝汽器热井水位试验	△区域辐射水平测定
△安全壳通风系统和净化装置试验	△凝汽器胶球清洗系统试验	△反应堆冷却剂自然循环试验
△辅助厂房采暖、通风、空调系统试验	△凝结水除盐装置试验	△一回路主要参数校正和确认试验
△事故通风系统试验	△厂用锅炉供汽试验	C 阶段:
△稳压器卸压箱试验	△发电机冷却水系统试验	△汽轮发电机利用核能供汽进行启动试验
△冷却剂上充、下泄试验	△汽轮发电机组油系统试验	△一、二回路联动试车和初次并网发电试验
△主泵密封水调整试验	△汽轮发电机保护系统试验	△每个功率等级下堆芯功率分布测定试验
△安全壳喷淋系统试验	△汽轮发电机数字电液控制静态试验	△反应堆功率系数测定试验
△安全壳消氢系统试验	△汽轮发电机组初次转动试验	△功率量程仪表校正试验
△安全注射地坑再循环试验	△主系统承压部件役前检查	△反应堆氦振荡测定试验
△换料水箱水位试验	△安全壳整体性强度试验和泄漏率测定	
△控制保护系统停堆逻辑检查试验	B 阶段:	
△保护系统响应时间测定试验	△反应堆初始装料	
△专设安全设施驱动试验	△堆内核测量仪表试验	
△堆-机联锁线路检查试验		

续表

△反应堆平衡氙测定试验	△负荷波动试验	△凝汽器单列运行试验
△反应堆瞬态氙（碘坑）测定试验	△负荷大幅度陡降试验	△主蒸汽流量和主给水流量仪表标定试验
△反应堆功率调节系统试验	△机组全部甩负荷试验	△稳压器水位和压力控制试验
△一回路主要参数校正和确认试验	△电厂紧急停闭试验	△区域辐射水平全面测定
△蒸汽发生器蒸汽湿度测定试验	△厂用电源断电（全厂断电）试验及反应堆冷却剂自然循环能力验证	△一、二回路水质调整及放射化学测试分析
△堆-机联锁动作试验	△二回路系统主给水泵切换和并列运行试验	△废液排出流放射性监测试验
△控制保护系统整定值最终调整	△凝结水泵和凝汽器热井水位试验	△废气排出流放射性监测分析
△反应堆热功率测定和核功率仪表刻度试验	△高压和低压给水加热器试验	△由应急控制室进行电厂停闭试验
△堆内测量和堆外测量系统标定	△除氧给水箱水位试验	△满功率性能试验和验收试验
△堆芯热电偶和电阻温度计复核试验	△汽轮机汽水分离再热器试验	

（张 廉）

tongweisu

**同位素**（isotopes）见核素。

堆，特别是高温气冷堆的燃料。

（邱学良）

tu

**钍**（thorium）Ⅱ<sub>B</sub>族锕系放射性化学元素，符号Th，原子序数90，一种可转换材料。1828年由瑞典科学家J. J. 伯齐利厄斯（Jöns Jakob Berzelieus）发现。1898年，M. 居里（Marie Curie）和G. C. 施米特（G. C. Schmidt）各自独立发现钍有放射性。钍有13种同位素（<sup>223</sup>Th~<sup>235</sup>Th）。天然钍含6种放射性同位素，其中主要是<sup>232</sup>Th，它的半衰期为1.4×10<sup>10</sup>年，是钍放射性系的母体。<sup>232</sup>Th俘获热中子后，经两级衰变生成易裂变材料<sup>233</sup>U，因此<sup>232</sup>Th可应用于转换或增殖反应堆中。钍在地壳中储量为铀的3倍。工业上，钍是开采稀土或开采铀矿的副产品。钙还原ThO<sub>2</sub>或电解ThF<sub>4</sub>可生产金属钍。新制备的金属钍为银白色，但暴露于空气中，由于生成氧化物而变黑。钍的密度是11.72t/m<sup>3</sup>（298K）。熔点为2028K。沸点约5073K。有两种同素异形体：面心立方α相和体心立方β相，β→α（冷却）相变温度为1618K。热导率为37W/（m·K）（298K）。相对热膨胀量为11.4μm/（m·K）（298K）。电阻率为15.7μΩ·cm（298K）。少量杂质对钍的力学性能有很大的影响。碘化法制备的高纯钍的拉伸强度为120MPa，而铸造钍的为219MPa。钍可用各种标准方法加工，但难于焊接。钍易于合金化，Th-20U，Th-20Pu，Th-20Pu-4U和Th-20Pu-4U-8Zr是有希望的快堆燃料。钍在大多数化合物中呈+4价氧化态。钍的二氧化物用来细化钨丝晶粒和强化镍合金（TD镍）。铀-钍或钍的氧化物或碳化物是钍循环反应

tuokamake jubian shiyan zhuangzhi

**托卡马克聚变实验装置**（tokamak fusion experiment device）具有环向强磁场、环向电流及必要的平衡稳定场的轴对称环形高温等离子体约束系统。托卡马克一词来源于俄文“环形”、“真空室”、“磁体”等字的字头。60年代，苏联科学家建成头一批托卡马克装置。尔后，欧美日各国建成大批各具特点的托卡马克装置，其中最大的几个装置将于90年代进行氦氖反应功率平衡试验。中国从70年代起建成几个小型装置，于1984年建成并投入运行一个中型装置（中国环流器1号）。迄今，该装置上已成功地获得电子温度2×10<sup>7</sup>K，密度8×10<sup>13</sup>cm<sup>-3</sup>，能量约束时间30ms，放电脉宽1s的欧姆加热型等离子体。

托卡马克是已知各种磁约束装置中等离子体综合参数最高、最有希望建成聚变反应堆的装置类型。

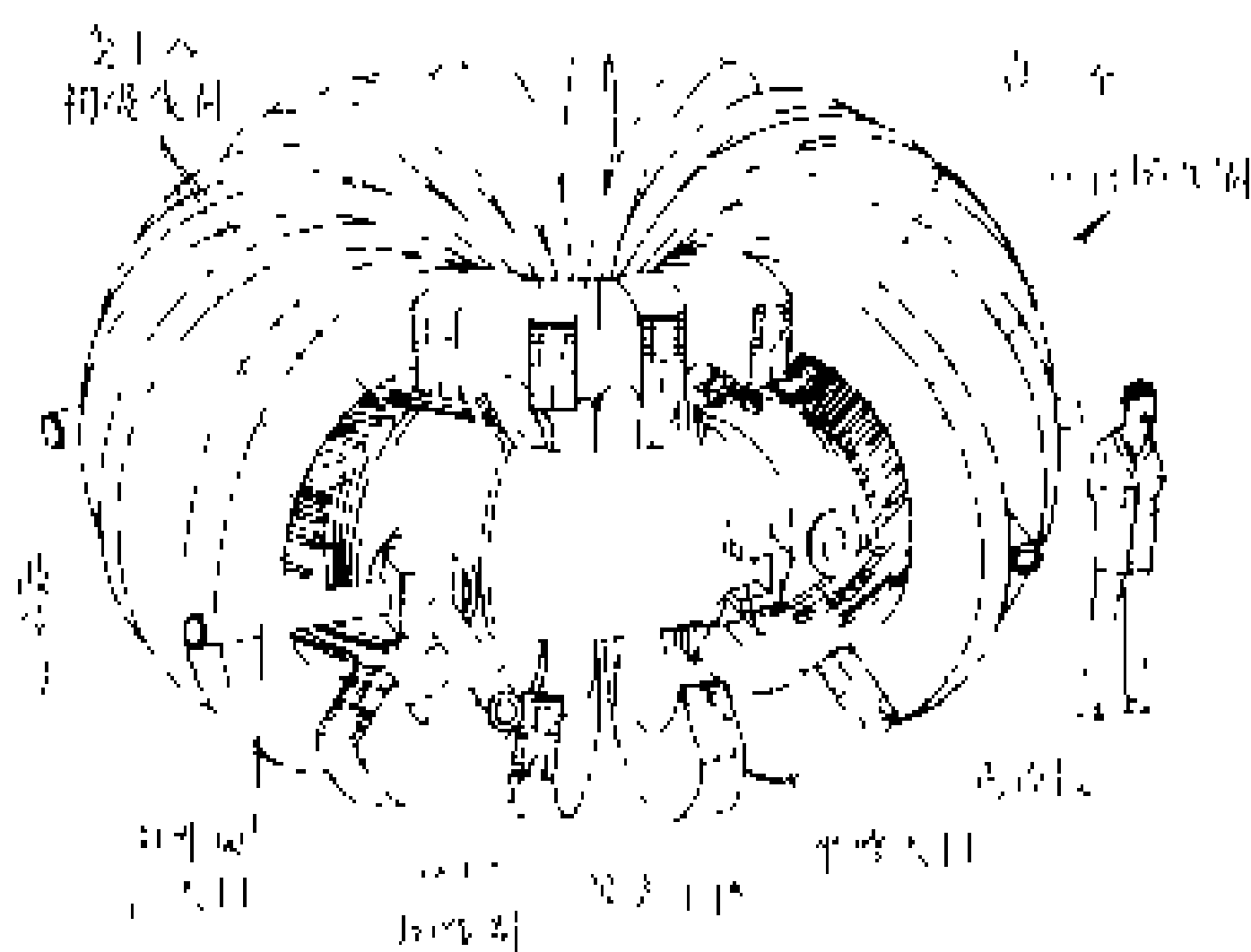
**原理** 在托卡马克装置中，等离子体约束位形的形成是与初步加热协调一致地完成的。环向强磁场保证了宏观整体稳定性；环向电流既提供了磁力线的旋转变换，又对等离子体进行欧姆加热。附加的平衡稳定场（在环的径线方向，称极向场）是构成托卡马克位形的关键因素。等离子体环的截面可以是圆，也可设计成D形、豆子形，等等，以改进等离子体品质。边缘置有物质孔阑或设计成磁孔阑（偏滤器）形，以与器壁隔开和控制杂质。图为典型的托卡马克装置示意图。通过高能中性束加热或波加热已能成功地获得热核温度（≥10<sup>8</sup>K）的等离子体；加大装置尺寸，约束时间大体按

尺寸的平方增大。

装置的结构及主要部件 由各种磁体、真空室、加热设备、电源、充气及冷风注入系统、诊断测量系统、维修防护系统、氦系统及结构支架组成(见聚变实验装置)。其中磁体又由环向场磁体及极向场磁体组成,场形基本上是轴对称的。通过变压器的磁通变化来感应环向电流,由于磁通变化量的限制,电流的维持时间也有限(目前大装置上约10s,未来聚变堆上为 $10^3\sim 10^4$ s)。正在试验用波或粒子束来驱动电流,以达到稳态托卡马克运行。真空系统的结构需有利于控制等离子体与器壁相互作用及控制杂质,为此常用铍或石墨覆盖内室壁,并设置有结构和功能特殊的孔阑。

现状及前景 自持聚变反应的三个参数:密度( $>10^{14}\text{cm}^{-3}$ )、温度( $>10^8\text{K}$ )及能量约束时间( $\geq 1\text{s}$ )均已在不同的装置上达到或超出,但三个参数的乘积在同一装置上尚与自持反应条件差2~3倍。为了进行大规模的聚变反应实验,目前美、欧共体、俄、日正在共

同设计一个国际热核实验堆(ITER),并希望于2000年建成。该装置的Q值(聚变功率/损失功率)达5~10,能全面研究聚变堆的工程物理问题。估计2020年左右世界上第一座聚变电站可建成,电功率在200~500万kW大小;2040年左右实现商品化,人类将步入聚变能新时代。



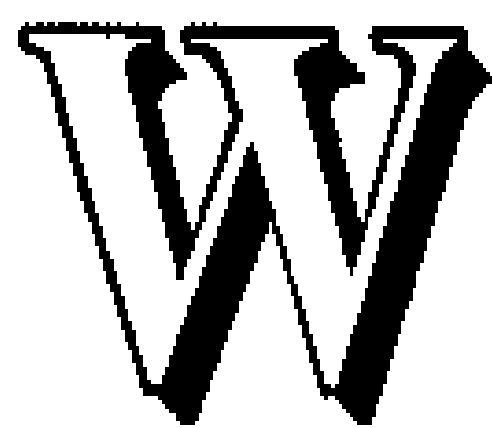
美国 PLT 托卡马克结构简图

世界上的大型托卡马克装置

装置名	所属国别	小半径 (m)	截面拉长比	大半径 (m)	等离子体电 流 (MA)	环向磁场强 度 (T)	注入功率 (MW)	起动日期
JET	欧共体	1.20	1.8	2.96	7.0	3.5	40	1983.6
JT-60	日	0.90	1.0	3.0	3.2	4.8	20	1983.4
TFTR	美	0.85	1.0	2.5	2.5	5.2	30	1982.12
TORE Supra	法	0.70	1.0	2.4	1.7	4.5*	23	1988.4
T-15	苏	0.70	1.0	2.4	2.0	4.0*	10	1989.1
D-11D	美	0.67	2.0	1.67	3.5	2.2	20	1986.2
FT-U	意	0.31	1.0	0.92	1.6	8.0	10	1988.12
HL-1	中	0.20	1.0	1.02	0.2	3.5		1984.9

\* 采用超导磁体。

(石秉仁)



waiguo he anquan fagui

### 外国核安全法规 (nuclear safety regulations in other countries)

世界上核能工业发达的国家自20世纪50年代中期开始发展民用核能工业起就十分重视建立本国的核安全法规。根据国际原子能机构(IAEA)的建议,核安全法规基本可归纳为:①法律;②法规、许可证及许可证条件和其他强制性文件(以下简称法规);③导则和其他建议性文件(以下简称导则)三大类别。国家为促进核能事业的发展,保护环境和公众安全,而颁发了各种法律。其中与核安全有关的部分成为制定核安全法规的依据。这些法律(如原子能法)虽不是核安全法规本身,但与核安全法规形成有机整体,是其基础和出发点。

美国核安全法规 相关法律有:原子能法(Atomic Energy Act)、能源改组法(Energy Reorganization Act)。法规有:联邦法规和许可证条件(Code of Federal Regulations & Licence Conditions)。导则有:政策声明和管理导则(Statements of Policy & Regulatory Guides)。

英国核安全法规 相关法律有:核设施法(Nuclear Installations Act)、劳动健康和安全法(Health and Safety at Work Act)。法规有:许可证条件和法规(Licence Conditions & Regulations)。导则有:核动力厂安全评价原则(Safety Assessment Principles for Nuclear Power Plants)。

日本核安全法规 相关法律有:原子能基本法(原子力基本法)、核原料核燃料物质及反应堆管制法(核原料物质、核燃料物质及び原子炉の規制に関する法律)、电气事业法(電気事業法)。法规有:关于商用发电反应堆设置、运行规则(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則)、关于核燃料物质加工事业规则(核燃料物質の加工の事業に関する規則)。导则有:原子能安全委员会的安全审评指针(原子力安全委員会の安全審査指針)。

法国核安全法规 相关法律有:核设施法令(Arrêté des Installations Nucléaires)、电离辐射防护

原则法令(Arrêté Principal de Protection Contre les Radiations Ionisantes)、基本核设施工作人员防护法令(Arrêté de Protection des Travailleurs des Installations Nucléaires de Base)。法规有:基本核设施安全技术准则(Règles Techniques Relatives à la Sécurité des Installations Nucléaires de Base)、基本安全规则(Règles Fondamentales de Sécurité)。导则有:核蒸汽供应系统的设计建造准则(Règles de Conception et de Construction des Chaudières Nucléaires)。

德国核安全法规 相关法律有:原子能法(Atomgesetz)、辐射防护法令(Strahlenschutzverordnung)、许可证程序法令(Genehmigungs-Verfahrensverordnung)。法规有:核动力厂安全准则(Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke)、许可证条件(Genehmigungsforderung)。导则有:内务部的导则(BMI-Richtlinie)、核技术委员会安全标准(Sicherheitsnormen von dem Kerntechnischen Ausschuss)、反应堆安全委员会导则(Richtlinie von der Reaktor Sicherheitskommission)。

芬兰核安全法规 相关法律有:原子能法(Atomic Energy Act)、辐射防护法和辐射防护法令(Radiation Protection Act and Radiation Protection Ordinance)。法规有:核动力厂安全设计准则(General Design Criteria for Safety of Nuclear Power Plants)、许可证条件(Licence Conditions)。导则有:管理导则(Regulatory Guides)。

加拿大核安全法规 相关法律有:原子能管制法(Atomic Energy Control Act)、核责任法(Nuclear Liability Act)。法规有:原子能管制条例(Atomic Energy Control Regulations)、政策声明(Policy Statements)、许可证条件(Licence Conditions)。导则有:管理导则(Regulatory Guides)。

(张崇岩 董柏年)

waiguo he anquan guanli jigou

### 外国核安全管理机构 (nuclear safety regulatory bodies in foreign countries)

根据世界发展核能先进国家的经验,为了有效地执行其核能规划,对核设施进行严格的安全管理,都要建立一个核安全管理机构。核安全管理机构应拥有必要的法律权限,以履行其职能。其具体组织形式在各国都有所不同。

美国核安全管理机构 即美国核管理委员会(United States Nuclear Regulatory Commission, USNRC),主要依据美国国会通过的《1969年国家环境政策法》和《1974年能源改组法》行使职能。能源改组法于1975年1月19日生效。此法撤消了过去的



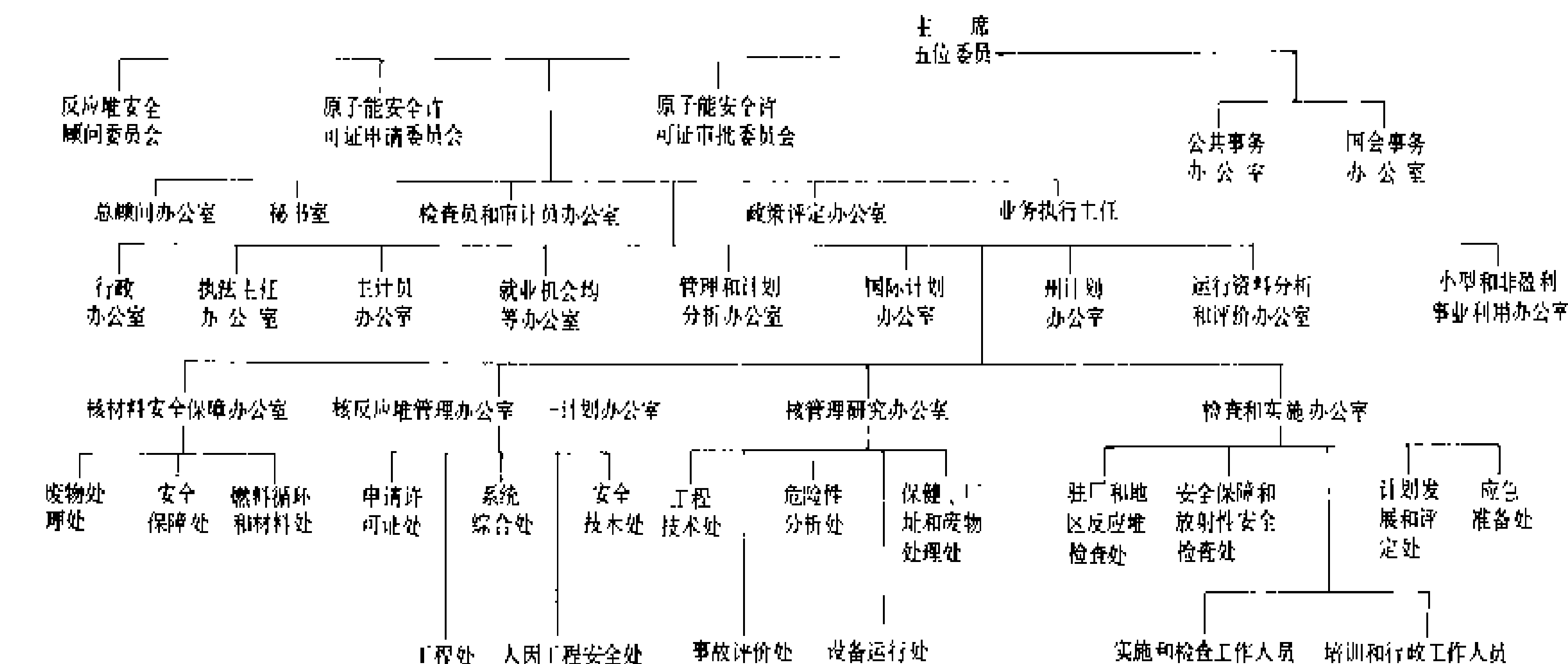
美国原子能委员会，而将其颁发许可证及有关的职能都转交给美国核管理委员会。它的总部委员会由五名委员组成，主席由美国总统直接任命。

美国核管理委员会负责制订核安全法规和标准，审查申请建造核设施的文件，组织有关核设施的公众

听证会，颁发核设施建造许可证和运行许可证，实施核安全监督和执法，评价安全运行经验，审批核设备和核材料的进出口并发放许可证，此外，还负责核安全的研究工作和国际合作与交流。

美国核管理委员会的办事机构如图 1。

美国核管理委员会机构表



美国核管理委员会地区办公室

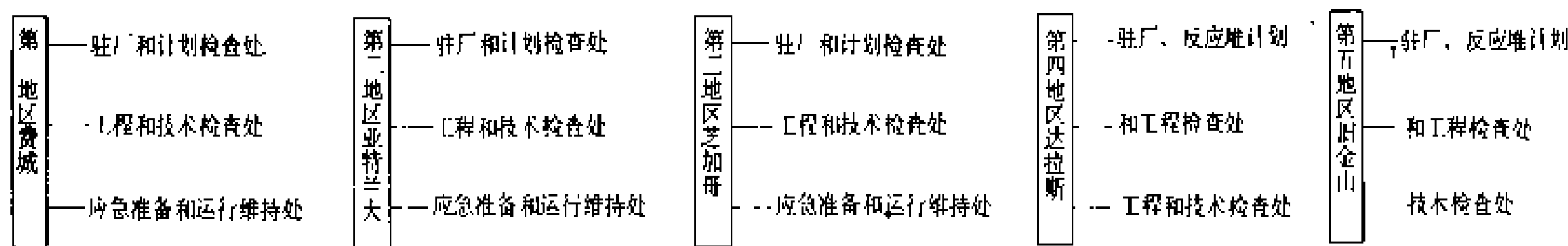


图 1 美国核安全管理机构图

原子能安全许可证审批委员会 (Atomic Safety and Licensing Board Panel) 经该委员会推选各三名成员组成若干原子能安全许可证审批局，经总部委员会批准的公众听证会由这些局来主持。总部委员会也可授权这些局对执照的批准、吊销或修改事项做出决定。

核废物顾问委员会 (Advisory Committee on Nuclear Waste) 该委员会就核废物的管理向核管会提出咨询，着重于废物的处置。但也包括核废物管理的其他方面，如核废物操作处理、运输和安全保障，包括乏燃料，混入其他有害物质的核废物及铀加工厂尾料。

反应堆安全顾问委员会 (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 负责对生产用的核设施和供使用的核设施的安全、建造许可证和运行许可证以及对核设施的危害和辐射防护方面进行审查并提出报告。

法国核安全管理机构 即法国核安全局 (Direction de la Surete des Installations Nucleaires, DSIN)，其主要职能是：①制订和实施一般的技术法规；②领导基础核设施的审评（包括建造和运行的核准和否决）；

③组织对基础核设施的监督；④建立组织以防基础核设施一旦发生事故时采取应急措施；⑤组织对于核安全问题的新闻通报；⑥参与国际组织的活动，并发展和外国核安全当局的双边关系。

法国核安全局下设六个处和监督员，分管各种类型的核设施的建造和运行安全管理。此外并设有首席科技顾问和技术顾问，以及各项工程任务项目的主管，直接协助局长、副局长工作。第一处负责放射性废物管理，核燃料循环以及实验室和工厂。第二处负责 900MW 级核电厂的安全管理。第三处负责其他各种类型的反应堆安全管理，包括研究性反应堆，石墨气冷堆，Ch002-A 型反应堆和凤凰快堆。第四处负责监督和应急，包括核压力容器的制造管理，执行监督的机构，应急管理机构，以及负责处理与地区工业和研究管理局 (DRIRE) 的协作关系。第五处负责 1300~1400MW 级核电厂和增殖反应堆的安全管理。第五处及第二处之上还设立压水堆核电厂协调人以协调两个处的工作。第六处负责国际关系的事务。

日本核安全管理机构 日本政府管理核能的机构

成立于1976年1月,它是日本科技厅所属的原子能局。此后又成立了原子能安全局以及原子能安全委员会,这两个机构接替原子能局所负责的核安全管理,审批、制订法规和研究发展工作。

日本原子能安全局(Japan Nuclear Safety Bureau)属于日本科学技术厅,它是日本原子能委员会的办事机构,下设五个处,见图2。

日本原子能安全委员会(Japan Nuclear Safety Commission)于1978年10月成立,由委员长一人,委员四人组成,直接向日本首相报告核安全问题。它下设12个专门审查会或部会(见图2),聘请各研究所、大学的专家、教授和研究人員担任。原子能安全委员会负责制订核安全法规和防止核损害的基本法律,审查核设施、核材料的安全,对反应堆和核燃料、环境、放射性物质进行安全管理,并负责核安全研究和其他涉及安全的问题。

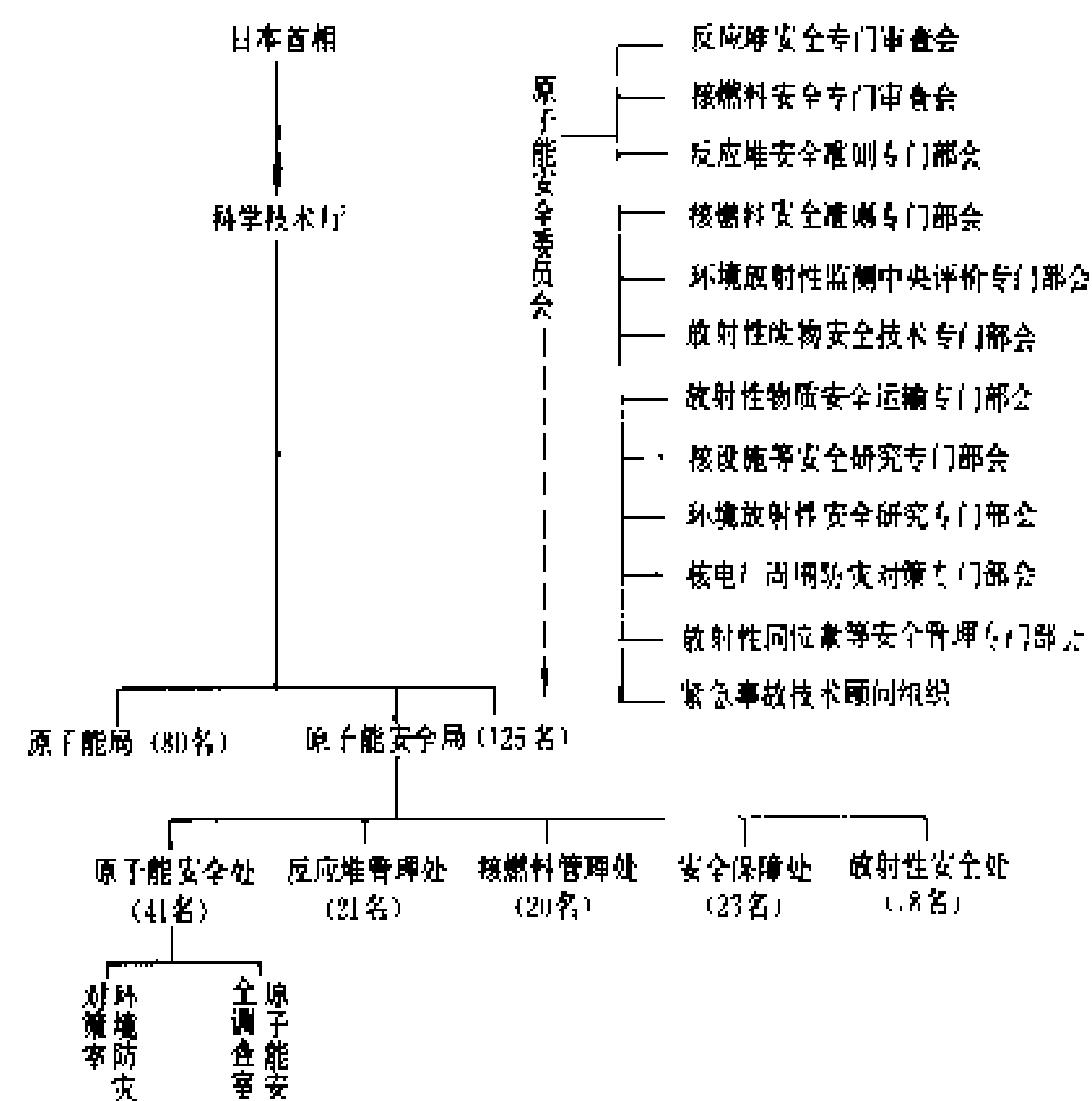


图2 日本核安全管理机构图

日本为了加强对核电厂的安全管理,在通商产业省的资源能源厅下设有核发电安全审查处,对核电厂的安全进行审查。该处负责核电厂的选址审批,工程规划和核燃料的检查。另外还有核发电安全管理处,对核电厂的运行和定期检查的安全负责。

**意大利核安全管理机构** 即意大利国家核能和替代能委员会核安全及健康保护局(Italian Commission for Nuclear and Alternative Energy Sources, Nuclear Safety and Health Protection Directorate, ENEA/DISP),其法定的任务是在和平利用核能的领域,保护工作人员和公众的健康和安全。

该局设有辐射防护委员会和核事故应急医学委员会两个顾问机构。前者负责编制辐射防护法规。后者负责对正常和事故情况下核活动的医学问题提出咨询,

在核领域内规划和协调国家核能和替代能委员会职责范围内的应急计划和公众保护,在核医学方面促进研究和发展。

该局下设六个业务处:①核电厂运行和燃料安全保障处,对运行中的核电厂实施技术和辐射防护监督,评定和管理核电厂的退役,放射性材料的运输,并对放射性材料进行衡算。②系统分析和协调处,负责审批和监督商用核电厂和燃料循环厂的建造。③快堆系统分析和协调处,负责快堆的审批,并对快堆的建造过程进行管理。④分析和控制处,负责对核电厂系统和部件的设计进行评价,对核供货商进行资格审查、技术评价,也对有关的标准化产品进行审查。⑤环境和辐射防护处,负责核电厂的环境影响分析,对环境监测进行监督和协调。它也负责同位素、放射性物质的使用管理。⑥研究发展处,在核安全、健康和环境保护方面进行研究管理,发展概率分析和事故后果分析,也负责制订核安全和健康保护的规章。

此外,还设有安全系统管理部 and 法律事务部以及四个后援机构。

**联邦德国核安全管理机构** 即联邦环境、自然保护和反应堆安全部(Bundesministerium Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU)和核设施所在的州政府。在1986年9月前是由联邦内务部(Bundesministerium des Innern, BMI)和州政府负责。州政府对核设施实行安全监督,但它必须接受联邦政府的领导。

州政府负责核设施的审评工作,并从德国技术监督协会(Technische Überwachungs Verein, TÜV)和反应堆安全协会(Gesellschaft für Reaktorsicherheit, GRS)以及有关的技术专家获得主要的咨询意见,由这些机构和专家对核设施的安全重要部件作出安全评价。

联邦环境、自然保护和反应堆安全部以及其他联邦政府部门就核设施的安全审评问题征询核反应堆安全委员会(Reaktor Sicherheits Kommission, RSK)以及核燃料循环安全专家委员会(Sachverständigen Kommission für Fragen der Sicherung des Kernbrennstoff Kreislaufs, SSB)的意见。然后将许可证申请的审评结果和意见通知负责许可证的州政府,同时也就有关安全和辐射防护方面的补充要求等给予指示,州政府对此必须予以考虑。

此外,州政府根据联邦原子能法,对已申请许可证的核设施以外的核材料的处理、加工及其他用途进行管理。联邦贸易和工业局(Bundesamt für gewerbliche Wirtschaft, BAGW)负责核材料的进出口,而核材料的运输则由联邦物理技术所(Physikalisch Technische

Bundes anstalt, PTB) 负责。

**英国核安全管理机构** 即英国健康与安全委员会和执行局 (Health and Safety Commission and Executive of the United Kingdom, HSCE), 委员会代表联合王国政府负责有关劳动健康、安全和福利事务, 对危险品及放射性物质进入大气进行管理, 包括有关的核活动所涉及的健康保护事务。由委员会的执行局处理日常工作。

英国健康与安全执行局 (Health and Safety Executive, HSE), 依照 1974 年健康与安全工作法行使职能, 它负责英国核设施许可证的颁发工作。执行局设局长一人和副局长二人, 局长由健康与安全委员会委任。

英国健康与安全执行局下设安全政策、核设施监督、资源规划等九个司, 其中核设施监督司 (Nuclear Installations Inspectorate, NII) 专门负责各种核设施的安全监督工作, 下设五处: ①政策处: 负责安全评价, 安全审批和辐射防护政策的制定。②物理审评处: 负责核安全工艺和现场监督的技术后援。③工程审评处: 负责一回路钢结构土建工程、质量保证和电气机械工程的管理。④监督处: 负责现场监督、选址的许可证工作和应急计划协调。⑤动力堆监督处: 负责对 18 个核电厂监督管理和应急计划协调。

(任常平)

WEIXIU

**维修 (maintenance)** 为了保持或恢复核电厂设备与部件具有原有功能和质量所进行的一切活动。核电厂设备和部件随着其使用时间的增加, 必然会因磨损和老化造成其功能下降或发生故障甚至损坏。为了保证核电厂具有高的可利用率, 对核电厂进行适时和有效地维修是十分重要的。核电厂的维修可以分为预防性维修和改正性维修。前者是为了预防设备或部件功能下降或损坏, 而后者则是指在设备或部件发生异常或故障后所进行的维修。

在投产前, 必须对核电厂制定维修大纲。维修大纲包括所有行政与技术方面的预防性与改正性措施。

**预防性维修 (preventive maintenance)** 分为按设备与部件的使用时间, 和按设备与部件的状态所进行的两种维修。传统的大修是按使用时间进行维修的, 现在国内外仍在采用这种维修方式, 但其功效并不十分令人满意。

按设备与部件状态进行维修, 需要利用大量的运行参数趋势分析, 来监控设备与部件的状态。其步骤可分为监控、试验与检查、修复或更换三步: ①监控是关键。最基本的监控是运行人员对仪表指示的监控和运行, 维修人员对设备与部件的定期巡检; ②试验与检

查。侧重于对与安全相关的设备与部件的功能性进行定期试验; ③修复或更换。通过监控、试验与检查, 如发现设备与部件偏离允许范围时, 便采取相应的修复或更换措施。

**改正性维修 (corrective maintenance)** 包括故障诊断、临时性维修和修理: ①故障诊断。根据检查、核实和试验的资料进行逻辑推理, 以便查明原因; ②临时性修理。主要是使设备与部件临时达到使用要求; ③修理。指使设备与部件恢复到正常运行状态。

**修改 (modification)** 将预防性维修和改正性维修结合起来, 有计划地改善设备与部件可靠性。以消除某种故障并防止其再现。由于确定修改内容和付诸实施需要较长时间, 故基本上是属于预防性维修。

**核电厂的维修特点** 主要有: ①反应堆厂房与核辅助厂房内的部分设备与部件的维修必须在停堆状态下进行。②反应堆系统的大部分设备与部件被放射性物质沾污, 因此设备或部件在维修前, 须进行必要的去污, 或采取必要的屏蔽措施。维修工作可在现场进行, 也可在专门车间进行。③有些维修工作是在高温、场地狭小和强放射性条件下进行的, 因此需要限制维修人员的维修时间, 如对蒸汽发生器的检查与堵管等维修工作的情况。④专用设备品种多, 而且互用性差, 因此备品备件数量多。⑤为了检查与修理带有强放射性而不能拆下的设备, 备有多种远距离自动检查与修理工具。

针对以上特点, 核电厂的大量维修工作均安排在停堆换料期间进行。

**维修计划** 为了实施预防性维修, 必须制定计划。它包括: ①特定设备预防性维修清单; ②每项维修任务的文件, 对任务的概况、故障的模式作详细描述; ③不进行预防性维修的设备清单。要提高预防性维修计划的质量, 关键是要摸清设备状况, 决定维修项目和目的以及维修时间。

**维修组织** 核电厂设有维修部门, 负责实施维修大纲。维修部门设有主任, 下分若干专业组。有些核电厂的维修部门负责日常的维修工作; 而对停堆换料期间大量的维修, 由于放射性强、专业性要求高、时间集中, 核电厂的人员很难全部承担, 其中部分维修任务可委托制造厂或专业公司来承担。核电厂负责安排计划、协调承包单位的任务和负责监督验收。

**维修程序与规程** 为了有效地实施维修大纲, 必须制定维修程序与维修规程。

维修程序是行政性程序, 目的是对维修进行指导与监督。它包括: 维修总准则与程序; 程序的制定、评审与修订; 以及各种工作票制度与管理制度等等。

维修规程是对任何一项维修活动进行直接指导的

文件。规程的内容包括：①标题；②适用范围；③初始条件；④限制条件；⑤特殊注意事项；⑥专用工具与设备；⑦参考条件；⑧步骤与方法；⑨质量控制点；⑩复役前的检查与验收；⑪运行试验等。维修结束后，应填写维修报告，内容包括：①工作简述；②所受剂量；③工作时间；④故障状况及原因；⑤修复后状况等。

**备品备件** 有效的维修与恰当的备品、备件采购与保管有关。备品备件的储量主要取决于：①从制造厂获得备品备件的时间；②预计需要量；③对核电厂安全性与可靠性的影响程度；④成本；⑤贮存寿命；⑥直接替换而不在现场修理的经济效益等。

(张禄庆 邵向业)

wenyaoqi

**稳压器 (pressurizer)** 压水堆核电厂一回路(主系统)的压力调节设备。核电厂正常运行时，稳压器在有关辅助系统配合下把一回路压力控制在正常或规定范围内。稳压器顶部设置安全阀和卸压阀，提供一回路的超压保护(见一次冷却剂系统及一回路卸压设备)。此外，它还有热力除气作用，除去反应堆冷却剂中不凝结的气体、裂变产物或有害气体。

**工作原理** 当核电厂负荷阶跃降低时，反应堆冷却剂温度瞬时升高，体积膨胀。部分冷却剂通过波动管流入稳压器，使稳压器内蒸汽空间减小，压力升高。此时，比例喷淋阀自动开启，主管道冷段内的冷却剂喷入蒸汽空间，使部分蒸汽凝结，从而抑制压力的上升。

如遇负荷阶跃降低较多或100%甩负荷，喷淋阀全开仍不能抑制压力的上升，则当压力升高到某一整定值时，卸压阀会开启，将部分蒸汽排入卸压箱。当压力继续升高到一回路的设计压力时，安全阀会自动开启，将更多的蒸汽排入卸压箱，从而防止一回路超压。

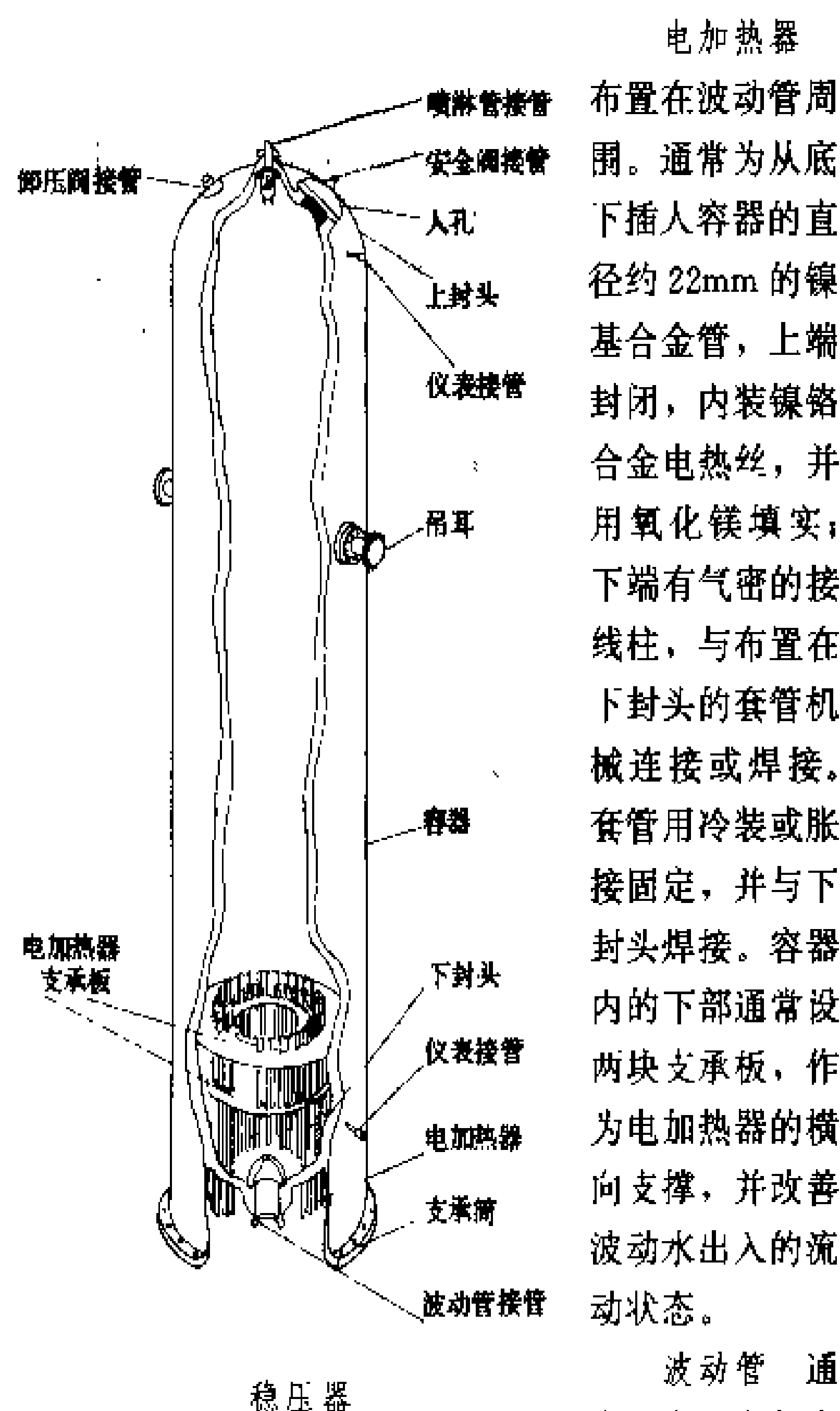
当核电厂负荷阶跃上升时，反应堆冷却剂温度瞬时降低，体积收缩。部分冷却剂通过波动管流出稳压器，使稳压器内蒸汽空间增大，压力降低。此时，后备电加热器自动投入，产生蒸汽，从而抑制压力的下降。

核电厂正常运行时，有一定流量的连续喷淋，使稳压器的水空间和波动管内持续有小量水流，以保持这些部分温度稳定和水质均匀；同时有一定功率的电加热器连续运行，以补偿稳压器散热损失和连续喷淋的热损失。

**结构** 稳压器由容器以及附设在容器上的电加热器、波动管、喷淋器、卸压阀和安全阀等组成(参见彩图插页第11页23图)。

**容器** 立式圆筒形，上下端各有一半球形封头，通常由筒式支座支承(见图)。材料通常为低合金钢，内壁堆焊约6mm奥氏体不锈钢，有时局部堆焊镍基合

金，与各管座材料相匹配。下封头中央有波动管与主管道热段相连接。上封头设有人孔，可进入容器检修内件。有的稳压器在容器上部内壁加装一套筒，以防止喷淋水直接喷到内壁而引起热应力。



电加热器

布置在波动管周围。通常为从底下插入容器的直径约22mm的镍基合金管，上端封闭，内装镍铬合金电热丝，并用氧化镁填实；下端有气密的接线柱，与布置在下封头的套管机械连接或焊接。套管用冷装或胀接固定，并与下封头焊接。容器内的下部通常设两块支承板，作为电加热器的横向支撑，并改善波动水出入的流动状态。

波动管

通常在容器底部中央与下封头相连接，也有做成在下部通入容器后向下弯曲的。前一种结构在进入容器处装有分流孔板，与电加热器支承板配合以改善波动水与稳压器水的混合，并防止稳压器内杂物进入主系统。

**喷淋器** 容器上封头中央有喷淋管与主管道冷段相连接。喷淋管端部装有一个或几个喷淋器。喷淋器通常为螺旋式，流体通过螺旋槽时流速升高，流出时由离心力作用形成细水滴。喷淋器设计要求流量大、压降小、水滴细。在设计流量下，喷淋器、喷淋管和管件以及调节阀的总压降，连同喷淋管道的位差压头，要小于主管道冷段和热段的压差。

**卸压阀和安全阀** 其接管布置在喷淋管周围，见一回路卸压设备。

**性能参数** 包括容积、电加热器功率和喷淋流量等。

**容积** 稳压器内的水空间及蒸汽空间约各占一半。设计总容积应使：①水容积和蒸汽容积在反应堆冷却剂容积波动时能提供所要求的压力变化范围。②水





容积应在 10% 阶跃增负荷时使电加热器上部不露出水面。③蒸汽容积应在 10% 阶跃降负荷时使水位不致达到高水位停堆的高度；在 100% 用负荷时使水位不致升高到安全阀和卸压阀接管的高度。④在电厂负荷阶跃变化过程中，不考虑化学和容积控制系统对冷却剂容积变化的补偿。但在电厂负荷线性变化过程中，由稳压器补偿的容积变化为 70%，由化学和容积控制系统补偿的容积变化为 40%，其中 10% 为裕量。

设计时，按上述要求用能量守恒、质量守恒和容积守恒三个基本方程求解，分别计算波动流入时所需最小蒸汽容积和波动流出时所需最小水容积，两者相加并增加适当裕量得出稳压器设计容积。电功率为 1000MW 的压水堆核电厂的稳压器容积通常为 40m<sup>3</sup> 左右，约为反应堆冷却剂总容积的 15%~20%。

**电加热器功率** 电加热器总功率根据电厂启动时要求的稳压器内升温速率决定，一般取 30℃/h，其中包括系统结构材料的吸热，建立蒸汽空间过程中排出的热量以及散热损失。电功率 1000MW 压水堆的稳压器的电加热器总功率通常在 1500kW 左右，其中连续运行的电加热器功率占总功率的 5% 左右。单根电加热器的功率通常为 20~25kW。

**喷淋流量** 最大喷淋流量应使波动流入时系统压力变化在预定的范围以内（例如 20kPa）；最小连续喷淋流量应能补偿容器、波动管、喷淋管及其管件的散热损失。

（朱文煜）

wuyanxing zhuanbian wendu

**无延性转变温度** (nil-ductility transition temperature, T<sub>NDT</sub>) 低于 T<sub>NDT</sub> 温度时，钢材在破断前无变形，且起始裂纹很易通过弹性应力区传播。此温度用落锤试验法求得，在工程上则采用参考无延性转变温度 (RT<sub>NDT</sub>)。它是由夏比 (V 型缺口) 冲击试验确定的。方法是：①选定一个 T<sub>NDT</sub>，该温度等于或高于落锤试验得到的无延性转变温度；②当温度等于或低于 T<sub>NDT</sub>+33℃ 时，在一组 (3 个) 冲击试样中，每一个 Cv 试样的横向膨胀量均应大于 0.9mm，吸收能量大于 68J 时，则该选定的 T<sub>NDT</sub> 就被认为是参考无延性转变温度；③如果不能满足②的要求，可进行一组补充 Cv 试验，测定满足②要求的温度 T<sub>CV</sub>。这时，参考无延性转变温度 RT<sub>NDT</sub>=T<sub>CV</sub>-33℃。

（潘系人）



xianjin hedianchang

## 先进核电厂 (advanced nuclear power plants)

充分考虑了当前运行中核电厂的经验,在安全性、可靠性和经济性方面有所改进的核电厂。先进核电厂尚处于开发阶段,未有投入运行者。先进核电厂可以分成两类:一类称演进型先进核电厂,其设计强调基于成熟技术和实际经验的逐渐改良,一般无需建造原型或示范电厂,可直接建造商用电厂;另一类称革新型先进核电厂,其设计强调引入新特性,特别是与提高安全性有关的一些特性,需要建造原型或示范电厂,成功后才能商业应用。

先进核电厂概念的提出 在和平利用核能的大约1/3世纪中,核电得到了长足的发展,目前已提供世界总发电量的1/6以上,积累了大约6000堆·年的运行经验。在这期间发生过两次重大事故,一次是美国三里岛核电厂事故,一次是苏联切尔诺贝利核电厂事故。两次事故严重地影响了公众对核电安全性的信心及对核电的接受程度,使世界核电发展速度减缓,在某些国家甚至停顿下来。这两次事故也表明核电厂在技术上尚有许多需改进之处。各电力部门曾提出许多改进要求,各核电设备供应厂家也推出了不同的改进设计,形成了先进核电厂概念。国际原子能机构于1992年5月出版了“先进核电厂发展目标”一书,作为一个指导性文件。

核电厂的能动安全系统和非能动安全系统 核电厂安全系统有能动安全系统和非能动安全系统之分,其区别在于这些系统的安全功能的实现是否依赖外界的电能、信号或推动力以及人员的操作。当前运行中核电厂的安全系统大都是能动的,用敏感元件探测一些运行参数的变化,如遇偏离安全限值,即给出信号,驱动执行元件来纠正这种偏离,这些活动都依赖于外界电源及其驱动的设备 and 系统。非能动安全系统则没有这种依赖性,其安全功能的实现是依靠状态的变化、储能的释放或自主的动作。

在先进核电厂设计的发展过程中,将非能动安全系统的采用作为改进核电厂安全性的重要措施,例如

西屋电气公司的 AP600 型压水堆核电厂设计。

核电厂的固有安全特性 先进核电厂设计常常和一些固有安全特性相联系。固有安全特性定义为:通过材料和设计概念的合理选择而使某种特定事故不会发生。核电厂潜在的事故源包括放射性裂变产物及相应的衰变热,剩余反应性及相应的功率剧增,以及由于高温、高压、释能化学反应而引起的能量释放。为使整个核电厂成为固有安全的,必须消除所有这些事故发生的可能性,这对实际的动力反应堆来说是不可能的,因此应避免使用“核电厂具有固有安全性”的说法。

先进核电厂发展现状 美国在三里岛核电厂事故以后没有新的核电厂订货。为了保证21世纪美国的电力需求,美国能源部、有关电力公司及其相关机构联合制定了美国核电振兴战略,组织开展了先进核电厂的研究开发工作。到1992年,主要集中到四种先进轻水堆型:即两种以能动安全系统为特征的演进型1300MW级堆型,包括燃烧工程公司(Combustion Engineering Inc, ABB-CE)的“系统80+ (System 80+)”型先进压水堆和通用电气公司(General Electric Co, GE)的ABWR型先进沸水堆,及两种以非能动安全系统为特征的革新型600MW级堆型,包括西屋电气公司(Westinghouse Electric Corporation)的AP600型先进压水堆和通用电气公司的SBWR型简化沸水堆。而以ABWR和AP600作为优先发展对象。

其他国家的先进核电厂开发项目有:

(1) 由日本日立、东芝两公司和美国通用电气公司联合开发,由日本东京电力公司在1991年开工建造的两台GE-ABWR型机组,预计分别在1996年和1997年投入运行(参见彩图插页第16页29图)。

(2) 英美联合设计、在英国建造的赛斯韦尔B(Sizewell B)1100MW压水堆,现处于调试阶段。

(3) 由日本三菱公司和美国西屋电气公司联合开发的1300MW APWR。

(4) 由瑞典ABB-Atom公司开发的PIUS 600型600MW加压池式压水堆。

(5) 由法马通与西门子公司联合开发的欧洲压水堆(EPR)。

下面对AP600和PIUS 600作简单介绍。

AP600 (Advanced Passive) 非能动安全压水堆核电厂 AP600与现行压水堆相比有较大的简化(参见彩图插页第14页28图)。反应堆冷却剂系统采用两条冷却剂环路,各由一台蒸汽发生器,两台屏蔽电机泵,一条热管段和两条冷管段组成。冷却剂管道使用大弯曲半径的弯管,减少了焊缝。泵的吸入管直接连在蒸汽发生器下端,不必对泵单独支撑,屏蔽电机泵可靠性高于轴封泵。这种布置减少了破口失水事故的可能性,两

条冷管段还可起横向支承作用（见图1、图2、图3）。

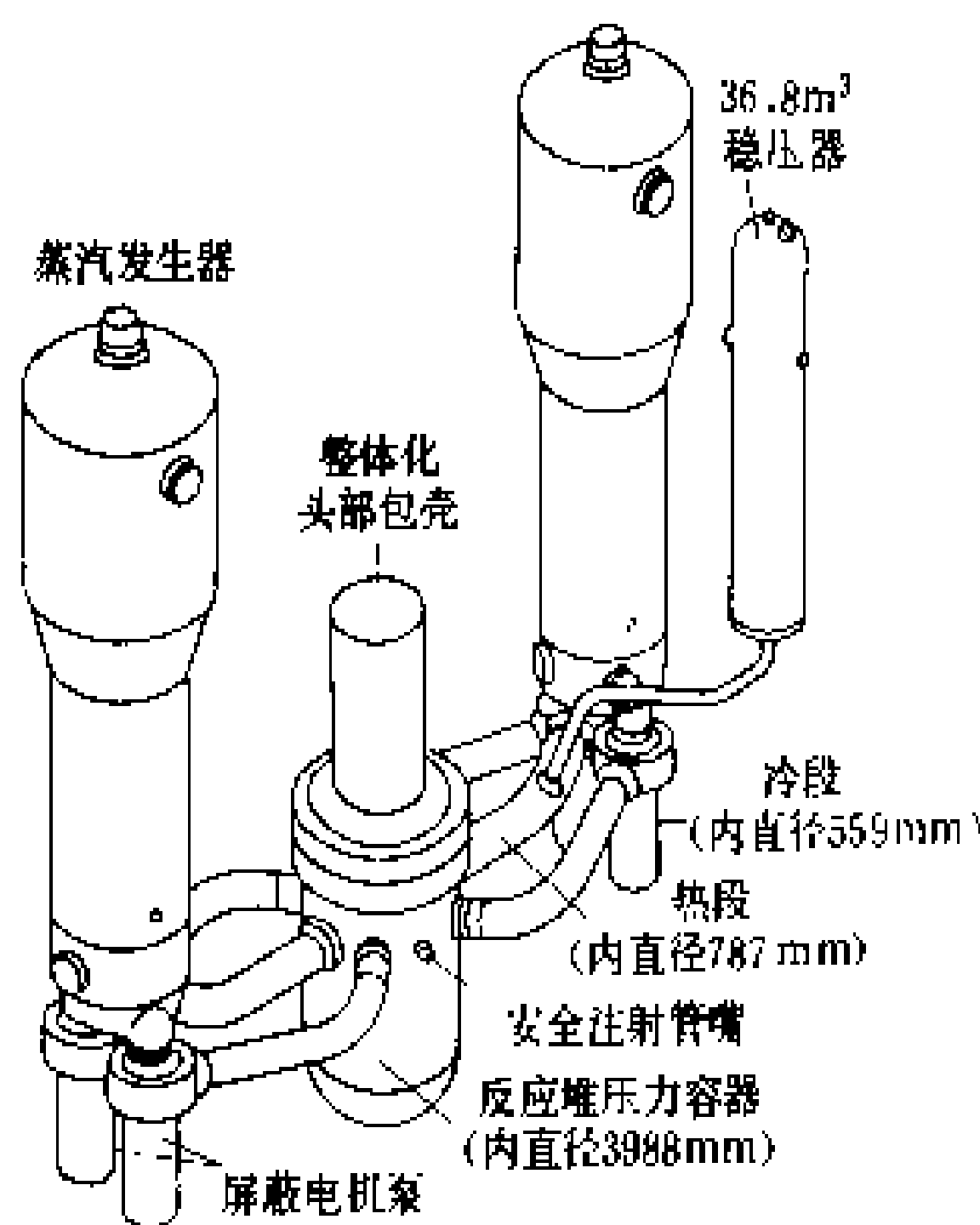


图1 AP600反应堆冷却剂系统

应用非能动安全原理重新设计和简化了核电厂的专设安全设施：①余热排出系统。在反应堆冷却剂系统中，引入一个非能动热交换器（见图4）。在冷却剂泵失效时，水流自然循环到该热交换器，后者将热量载带到安全壳内的换料水箱。

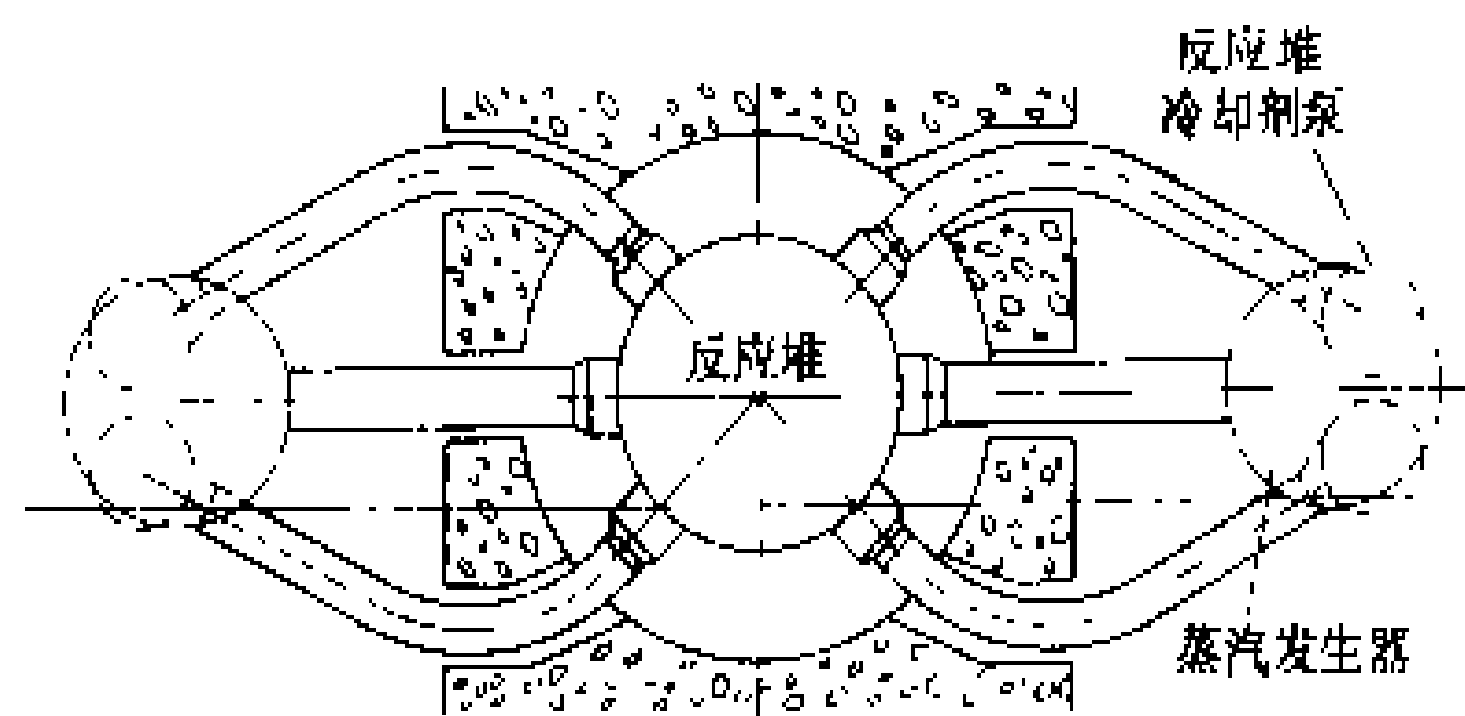


图2 AP600一回路管道平面图

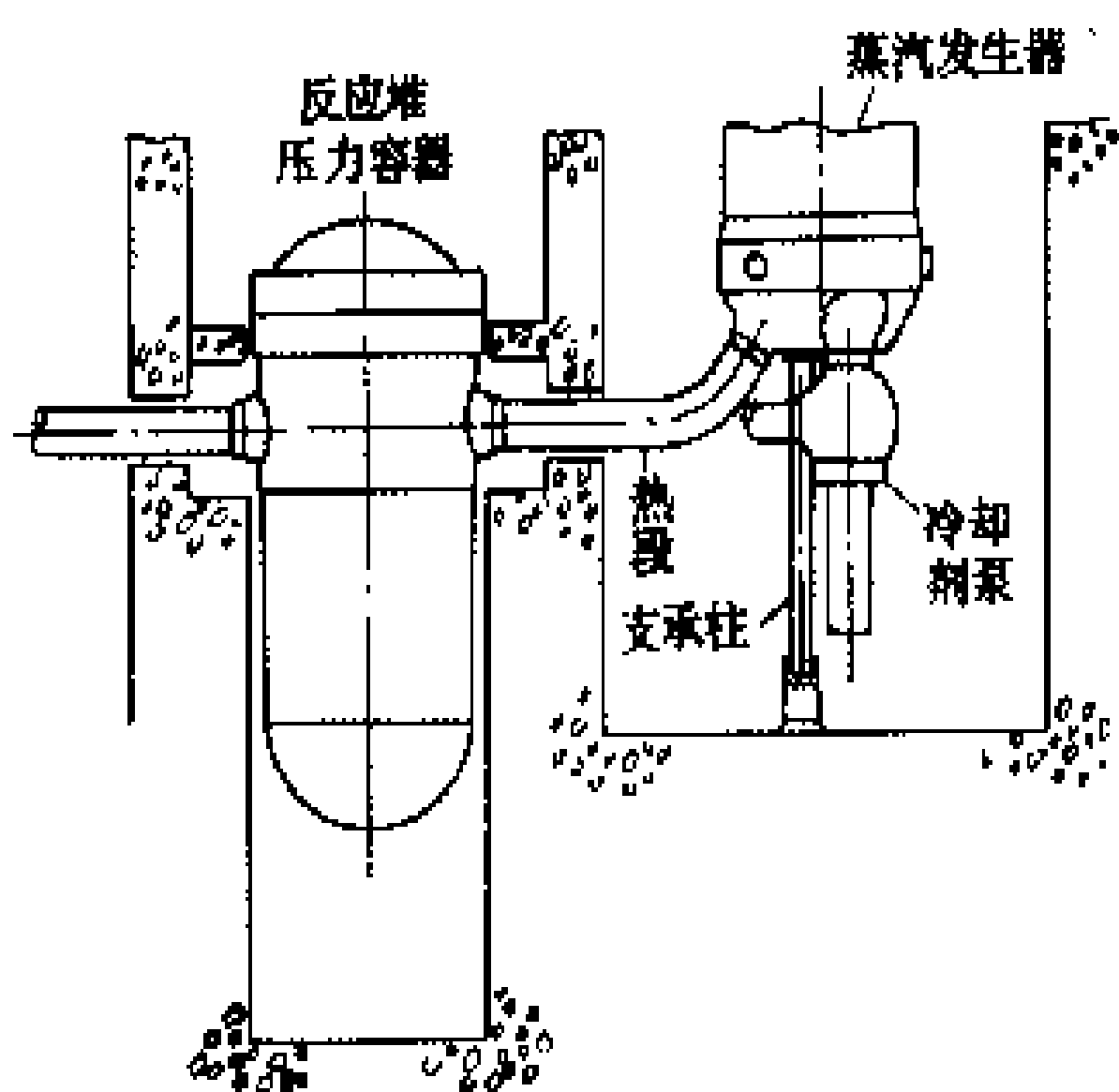


图3 AP600管道布置图

传热过程无需动力。②安全注射系统。由两台堆芯补给水箱、两台安全注射箱和一台位于安全壳内的换料水箱组成，连接于反应堆冷却剂环路并充满硼水，注射依靠重力。当正常上充水系统失效时，可应付小泄漏及由失水事故引起的大泄漏，最终可将反应堆冷却剂系统全部淹没（见图4）。③非能动的安全壳冷却系统和放射性控制。该系统以钢安全壳作为传热界面，将空气从安全壳混凝土屏蔽构筑物顶部引入，流经安全壳底

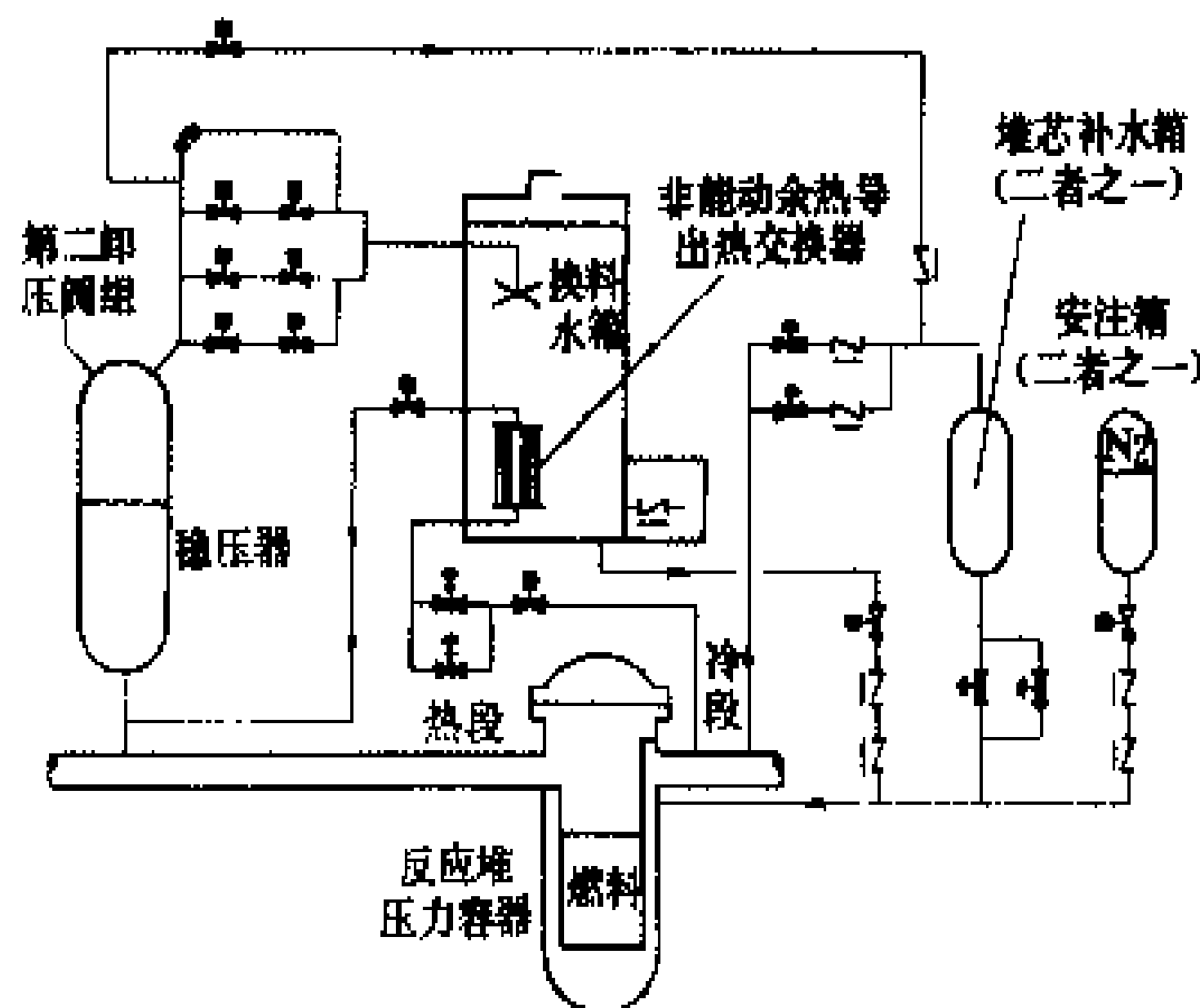


图4 AP600非能动安全注射系统

部，再沿安全壳内壁向上流动。在安全壳顶部设有水箱，水依靠重力流出，同空气一起排出。当安全壳内压力或温度过高时，系统自动开启，保证安全壳不受损坏。如安全壳内放射性活度升高，非能动的安全壳喷淋系统在安全壳外充氮罐的压力作用下进行喷淋，以降低环境剂量（见图5）。

PIUS 600 固有安全核电厂 PIUS 600 (Process Inherent Ultimate Safety)的堆芯位于充满硼酸水的预应力混凝土制的特大水池的底部（见图6），反应堆冷

却剂系统与一般压水堆的相同。PIUS 600 的固有安全特性可用图7加以说明。图7(a)中立管底部设有热源，在高浓度硼酸水池中形成循环。图7(b)表示将热源换成堆芯，将立管的一部分通过循环泵形成一个封闭回路，用上、下密度塞隔离高硼水，降低回路中的硼浓度，使堆芯达临界产生功率。当工况异常时，密度塞导通，高硼水进入回路。图7(c)表示在回路中装有蒸汽发生器，可输出热能。图7(d)表示在回路发生异常而其他停堆手段失效时，冷却剂温度升高，产生负反应性，使反应堆

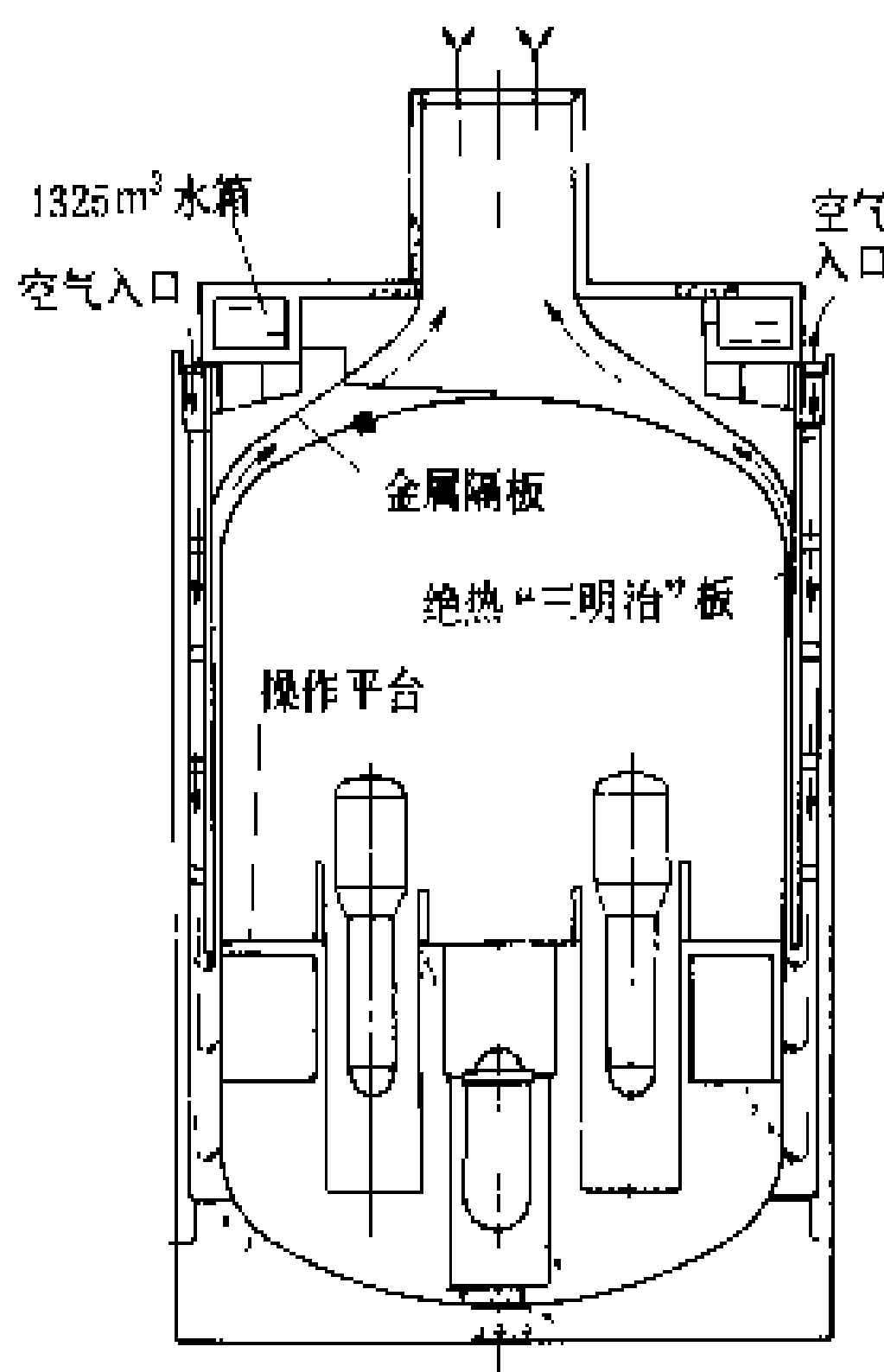


图5 AP600非能动安全壳冷却系统

当工况异常时，密度塞导通，高硼水进入回路。图7(c)表示在回路中装有蒸汽发生器，可输出热能。图7(d)表示在回路发生异常而其他停堆手段失效时，冷却剂温度升高，产生负反应性，使反应堆

趋向停闭，同时冷却剂会自动通过上部密度塞排到大水池中，池中的高硼水则通过下部密度塞吸入堆芯，实现自动停堆。

PIUS 600 的大水池可保证排出一周时间的衰变热。大水池可向大气排出热量，同时保持自然循环。在整个运行周期内，保持有大的慢化剂负温度系数。堆芯设计成有大的热工裕量。

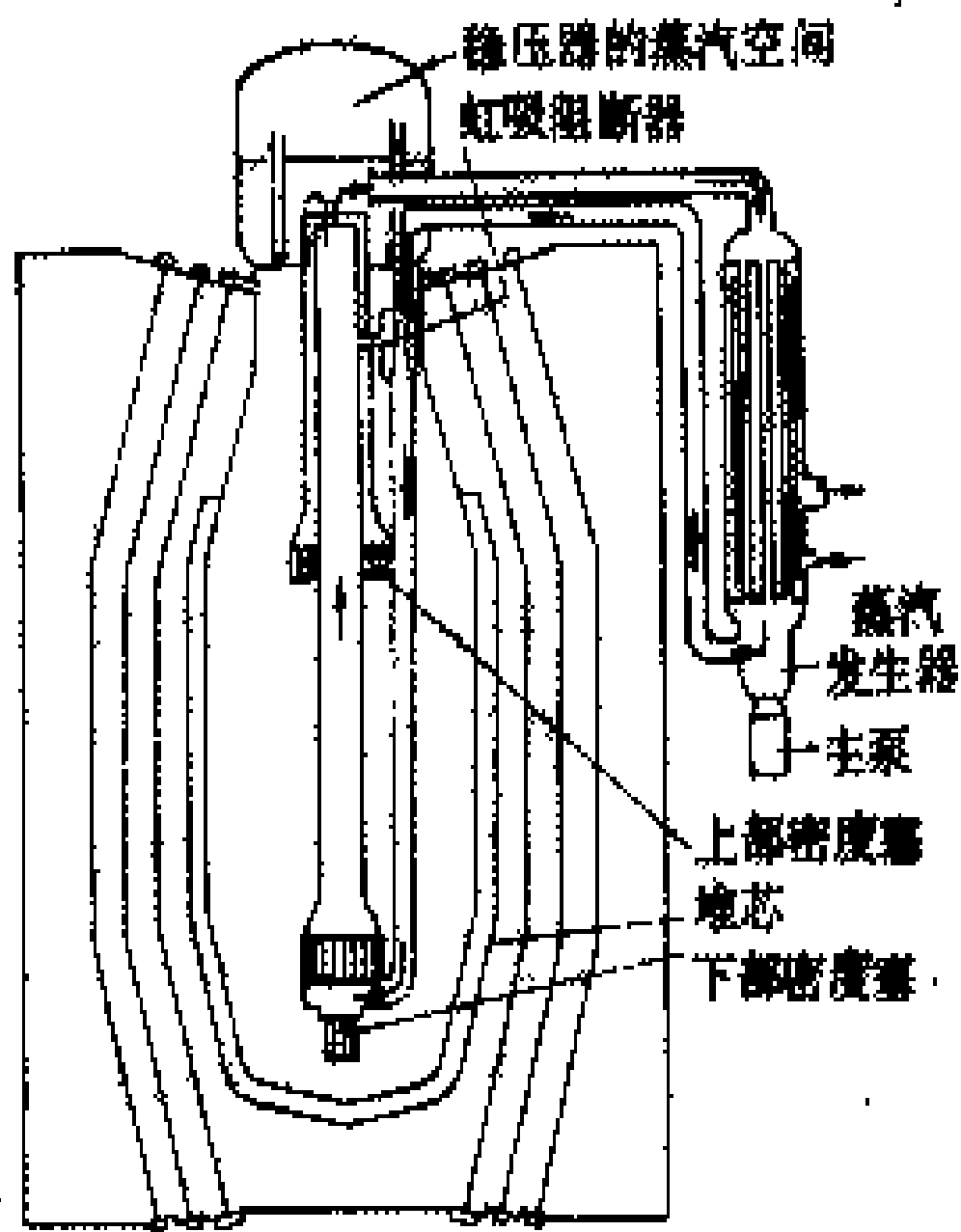


图 6 PIUS 600 本体结构原理

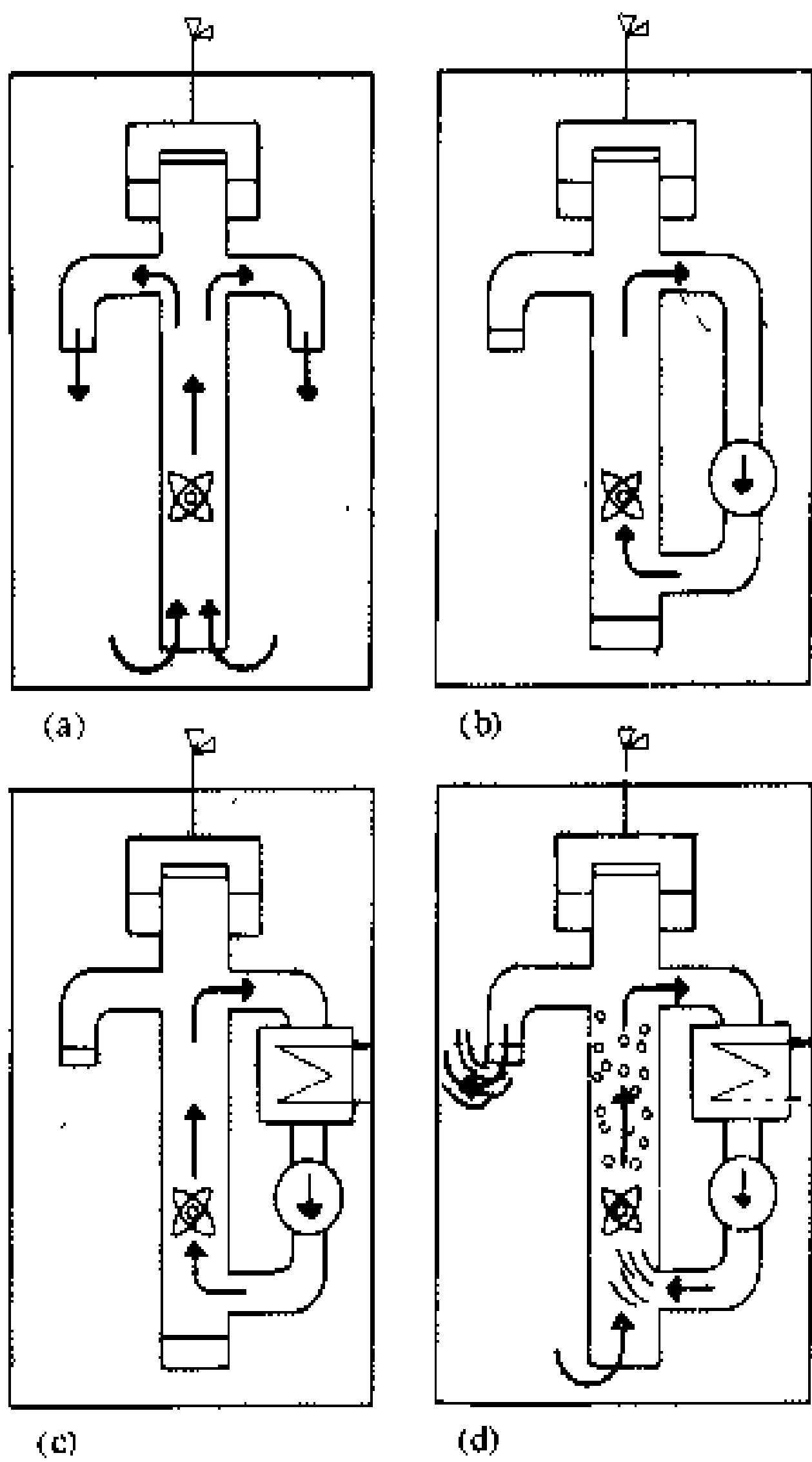


图 7 PIUS 600 堆芯热工水力自保护原理

参考书目

International Atomic Energy Agency. Objectives for the Development of Advanced Nuclear Plants. IAEA TECDOC-682. Vienna: IAEA, 1993

International Atomic Energy Agency. Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants. IAEA-TEC-DOC-626. Vienna: IAEA, 1991

(臧明昌)

xiangmu guanli

**项目管理** (project management) 从决定建设核电厂直到核电厂建成移交运行为止的全过程中的管理。例如设备采购，制订进度计划和建立质量保证体系等。项目管理活动的主要功能是协调控制、沟通以及保证工程建设能顺利进行。项目管理通常分为两个阶段，即准备阶段和实施阶段。

**准备阶段的项目管理** 在决定要建设核电厂以前，业主已经委托有关部门进行可行性研究和厂址选择等大量建设前期工作。这些报告经上级审查批准后，业主开始筹建机构并组织人力对这一核电工程进行项目管理。

在准备阶段中，核电工程项目管理的主要任务是编制主要核电设备供应合同的招标文件，评审投标商提出的投标文件，合同文本的谈判，直到签订核电设备供应合同。

首先，根据业主本身的能力，需要选定一个有经验的工程顾问公司（或设计院），协助业主进行准备阶段的项目管理，决定要采用哪一种合同方式进行管理，然后按照合同的类别，确定哪些任务和责任需要承包给不同的合同承包商。

编制主要核电设备供应合同的招标文件是准备阶段中一项非常重要的项目管理活动。在招标文件中，除了要提供准确的原始数据（例如厂址参数等）以外，还要明确提出招标规范书，例如合同的任务、供应范围、标准、质量、进度、接口、文件、图纸、人员培训、保证期、备品备件和性能保证等要求。提出的技术规范书内容必须完整、清楚和准确，任何将来的修改要求都将削弱业主在合同谈判期间内的地位。

为了建造一个安全和经济的核电厂，选择可靠的设备承包商是一项非常重要而且关键的决策。首先要对一批潜在的设备供应承包商进行资格审查，经过资格评定以后，对合格的承包商送发招标文件。经验证明，一个可靠的承包商不但可以保证产品和业务能力的成熟性，而且还可具有核电厂建造和设置后援机构的实际能力。所有参加投标的承包商都应在招标文件中规定的收标日期以前提交投标文件。业主在开标以后，要对各投标商提出的商务条件和合同价格严守秘密，防止扩散。

评定投标文件的工作包括对合同的承包条件、组织机构、政治因素、技术要求、经济性能和财务开支等

方面的分析比较,通常分为技术评标和经济评标两方面进行。技术评标的重点是评审投标的内容是否符合招标文件内的技术要求,审查承包商的供应范围和接口参数,决定对承包商提出的偏离方案和另选项目是否选用,以及承包商的质量保证体系是否适用等,最后写出评标报告。经济评标的目的在于列出各投标书在经济上的优势,主要是评价各项费用的现值,其中包括核电厂的投资费用,核燃料循环费用,运行和维修费用,以及各投标书中提出的偏离方案和另选项目的修正费用等。为了保证投标内容的完整性,通常是选定一个近期建成的核电厂作为参考电厂,利用它作为基础来验证各承包商提供的设备和服务工作是否完整。

在合同谈判过程中,对于一些不明确的技术问题都要进一步予以解释或澄清以达到共识,这便于在合同执行过程中发生争执时有据可查。如果合同是与外商签订的,则在签订合同以前,还要认真验证该承包商在财金方面与该国外银行签订的长期贷款协议,合同中应明确各类款项的支付条件,以便业主可以利用付款方式来鼓励承包商及时完成合同任务。在与外商签订合同时,还要注意选定有资格的设备制造分包商,也要关心选择本国有能力的设备制造分包商,以促进核电设备制造的国产化。

随着时代的前进,现在的核电厂建设工程已经不采用交钥匙的合同方式,因此,在签订了设备供应合同以后,还要通过同样的招标方式,选定合格的现场施工安装的承包商,通常按专业划分为土建施工合同,海上工程施工合同,核岛设备安装合同,常规岛设备安装合同,全厂配套设施安装合同和厂区设备运输合同等。不论是选择外国的或者本国的施工安装单位负责施工时,都要能满足国家核安全局的质量保证要求,核电厂高技术高质量的施工要求,科学的管理模式要求等,并能经得起国际组织的任何检查。

**实施阶段的项目管理** 从签订各项合同开始到核电厂建成移交运行时为止这一段时期的项目管理。

由于建设核电工程的复杂性,业主首先要组成一个管理机构进行管理,它是由项目经理和若干专业的工程技术人员共同组成的。项目管理的体制牵涉到管理部门与工程设计部门、设备制造部门、现场施工和安装部门之间,以矩阵管理概念的指导下,建立正常的工作关系,各个部门内部要有正常的报告制度和管理程序。项目管理的主要功能是协调、控制、沟通以及保证工程建设的正常进行。

项目管理的主要职能可以划分为完成任务部分和控制作业部分。

制订切合实际的二级进度计划 根据准备阶段时

间内制订的工程建设一级进度计划(里程碑进度计划),结合主要设备制造交货进度,制订现场施工的比较详细的二级进度计划,并随工程的进展情况定期予以更新,以便及时调整现场的施工项目,保证工程建设的总进度要求。

**编制工程管理程序** 为了使工程建设工作有秩序和有效地进行,首先要制订一系列的工程管理程序,使各承包商对各项工作都能做到统一按业主要求的程序办事。在这些管理程序中,主要明确职责分工、联络渠道、工作步骤、接口协调、现场修改、不符合项处理、质量要求和验收制度等,以防止盲目操作和错误作业,力争做到凡事有据可查。

**建立工程建设的质量保证体系** 由于核电厂需要有特殊的核安全要求,首先要制订质量保证大纲和质量控制程序。在执行质量保证大纲时,一切行动都要按质量控制程序办事,一切工艺过程都要有书面的质量记录,要经常通过质量保证教育和培训来提高各级工作人员对保证质量的重视,定期开展质量保证的监查活动,分析研究工程质量的发展趋势,对发现的质量缺陷和改进措施都要有完整的记录,并归档备查。(见质量保证)

**设计审查** 承包商在签订合同后应立即开展各项设计工作,主要的设计图纸资料都必须送交业主审查,因此业主要组织一批工程技术人员负责审查,必要时也可以委托一个后援单位代为审查,对现场施工详图,可以按一定比例进行抽查。施工图纸必须经业主审查同意后才能提交现场施工。

**协调处理工程进展中发生的问题** 在建设过程中,往往由于设计修改,材料替换,产品更新,或者是运行经验反馈等原因,都有可能影响到建设进度和投资费用,因此,要密切注意在工程进展中发生的问题,首先要验证更改的必要性,更改后对其他接口的协调,分析研究更改项目对进度和投资方面的影响,及时采取措施予以调整。

**申请执照** 由于核安全的要求,业主要分阶段地向国家核安全当局报送初步安全分析报告和最终安全分析报告(见安全分析报告)。向国家环境保护当局报送环境影响报告(见环境影响报告)。以便分期取得现场施工执照,核燃料装料执照和核电厂运行执照。在上级审查上述报告的过程中,业主要负责解答上级所提出的一些疑问,直至得到满意的答复。通常是在取得相应执照以后,才能开展下一步建设工作。

**设备监造和催交** 为了保证主要设备的制造质量,业主要派出适当的驻厂代表,参加设备制造质量计划中的“见证点”和“停工待检点”,分别检查制造质量是否达到合同的要求,在设备制造质量记录上签字

后,才能开展下一道工序制作。设备制造完毕后,业主驻厂代表要参加设备的出厂验收工作,并负责组织设备的发运等工作。

**现场施工的三大控制** 现场施工管理的关键任务是进行项目控制。项目控制的主要内容为进度控制、费用控制和质量控制。

(1) 进度控制:在进度控制的体制中,可以采用各种不同类型或等级的进度管理,例如在类型上有里程碑进度、关键路线进度、综合进度和数据库进度,在等级上有一级到四级进度等。为了有效地对核电工程项目进行进度控制,工程进度计划要随工程的进展实际情况及时地予以更新,一般每3~6个月更新一次月度滚动计划。利用进度对整个工程建设进行控制时,可以促进明确各个分项的作业范围,验证各项作业的责任分工,确定各项作业的完成日期,发掘潜在的问题和提请有关领导需要注意和解决的问题。

(2) 费用控制:工程预算是费用控制的有力工具,它是支付任何合同和订货单等开支的唯一依据。所有的开支费用都必须控制在工程预算的范围之内,一旦遇有不可避免的附加开支时,应详细探索发生这些偏离项目的原因,找出未经审批的遗漏项目,以便及时调整工程预算。在工程预算中通常留有一定数量的不可预见费用开支,它约占工程总预算费用的5%~10%。及早发现费用的增长趋势,以及减少工作干扰和进度脱期等都是费用控制的有效措施。

(3) 质量控制:由于对核电厂需要有特殊的核安全要求,因此,对现场施工的质量控制要特别注意。质量保证大纲和质量控制程序不仅是为了满足核安全当局的要求,更重要的是作为保证现场施工质量的有效工具。业主要组织强大的质量控制监督队伍,负责监督现场的施工作业都要按质量控制程序办事,出席质量计划中规定的“见证点”和“停工待检点”,参加现场施工的验收,并签署安装完工报告。

**合同管理** 在核电厂的建设过程中,业主要组织一批合同管理人员对签订的各个合同进行管理,负责检查合同的完成情况,处理合同执行过程中发生的商务问题,按里程碑进度或者是按工作进展程度,或者是按照完成的工作项目分别签署财务支付单,由财务部门负责与承包商结算。

(陈济东)

xinnengyuan

**新能源** (new energy resources) 区别于常规能源煤炭、石油、天然气、水能和核能(裂变能)而设定的人类尚未利用或未大规模利用的能源。各国设定新能源的种类不尽相同。中国目前设定的新能源包

括太阳能、风能、生物质能、海洋能和地热能等5种可再生能源。这些可再生能源列为新能源,为联合国和许多国家所认同。像太阳能、生物质能、风能、地热能又是古老的早就被人类利用的能源,只不过现在要在高新技术基础上加以开发利用。因此,新能源是在高新技术基础上开发利用的可再生能源。

这类能源的共同点是,能量密度较低并且高度分散,风能、太阳能、潮汐能等还有间歇性、随机性问题。因此,它们的开发利用受到一定的限制,在技术上往往也存在一定的难度。新能源是清洁的能源,它们的开发利用不会污染环境或较少污染环境。新能源开发利用技术涉及工程热物理、电子学、气象学、地质学、空气动力学、海洋学、微生物学和材料学等多学科,是综合性的高新技术。

新能源按其开发利用途径,可分为若干类,其内容包括:①太阳能。太阳能热利用、太阳能光电利用和蓄能技术。②生物质能。能源植物(陆生、水生)、沼气、生物质气化、生物质液化、生物质压块。③风能。风能动力、风力发电、风帆助航以及其他利用技术。④地热能。中低温地热水利用、地热发电和干热岩的利用。⑤海洋能。潮汐能发电、波浪能发电、海洋温差发电、海流发电、潮流发电以及盐度差能利用。

**资源量** 可再生能源是存在于自然界的能源,有三个初始来源,即阳光、地热和潮汐。

太阳能是地球上最主要的能量来源。地球所截获的阳光总能流,每年达 $178000\text{TW}\cdot\text{a}$ (太瓦·年, $1\text{TW}\cdot\text{a}$ 约等于 $10\times 10^9\text{t}$ 煤提供的能量)。进入地球的太阳辐射,约30%经云层、尘粒和地面反射回空间,约70%被吸收。被吸收的辐射能约有 $83000\text{TW}\cdot\text{a/a}$ 形成空气和水的显热, $41000\text{TW}\cdot\text{a/a}$ 则是海洋和潮湿地球表面蒸发的水的潜热。这些大气中水汽的潜热在冷凝时最后释放出来。被吸收的太阳能最终以红外辐射的形式离开地球。风能、水能、波浪能和洋流的动能也都来自太阳能。太阳能通过光合作用转变成生物质能,每年约有 $100\text{TW}\cdot\text{a}$ 。这部分能量贮存在植物中。风能、生物质能、波浪能等能源的密度和资源量因地而异。部分生物质能更随人类经济的发展而变化。

地热能是来自地球内部的热量,通过对流、传导而传到地表面,还有来自地表层板块碰撞以及放射性元素衰变所释放的热量。地热能有 $35\text{TW}\cdot\text{a/a}$ 通过热传导从地球基岩进入大气和海洋,其中只有1%来自火山或活动的地热田,通过对流作用产生高于周围环境的温差。因此,地热资源和地质条件密切相关。这些能源资源需经长期观测、勘探或调查,才能得出估计储量。在进行大规模开发利用时,还要对当地资源量进行详细的观测或勘探。

潮汐能来自地球、月球和太阳的引力作用。海水涨落产生的潮汐能,约有  $3\text{TW} \cdot \text{a/a}$ , 其中技术上可开发利用的只有  $0.04\text{TW} \cdot \text{a/a}$ 。

通过遍布中国的近 700 个气象观测站的实测资料,中国对新能源资源量已有基本的了解。全国各地太阳能年总辐射量大约在  $3.36 \sim 8.40 \times 10^3 \text{MJ/m}^2$  之间,中值为  $5.88 \times 10^3 \text{MJ/m}^2$ 。全年日照时间,西北和西南部分地区高达  $2800 \sim 3300\text{h}$ , 东南地区一般也有  $2000\text{h}$  以上。中国风能资源约  $1600\text{GW}$ , 可开发利用的约为  $160\text{GW}$ 。按照风能密度可划分为 4 个区域,风能密度大于  $200\text{W/m}^2$  的丰富区为东南沿海和新疆以及华北、东北、西北北部的部分地区。中国可开发的潮汐能资源为  $20980\text{MW}$ , 年发电量  $58.0\text{TW} \cdot \text{h}$ , 集中于福建和浙江两省沿海区域。中国的地热资源主要是以传导型为主的中低温地热水,总量约为  $2600\text{GW}$ , 占地热资源总量的  $81.3\%$ 。高温地热分布于西藏、云南。

**技术现状** 70 年代的世界石油危机以及目前大量使用化石燃料产生的严重环境生态问题,促使很多国家重视新能源的开发利用。在 90 年代全球环境问题中,气候变暖与能源利用相关,特别是与化石燃料的燃烧密切相关,化石燃料燃烧排放  $\text{CO}_2$ 、 $\text{SO}_2$  和  $\text{NO}_x$  分别产生温室效应和酸雨,在目前世界能源总消费中,煤炭、石油和天然气约占  $75\%$ 。因此,大力开发利用新能源具有重要的全球意义。

当前在新能源的开发利用上存在着两条技术路线,一条是将新能源作为替代能源,侧重于大规模的集中利用,要求其经济性能与常规能源相竞争。许多发达国家都采取这一路线,并已取得一定成就,但和预定目标相距仍远,在技术上尚无重大的突破性的进展。另一条路线,是将新能源作为辅助能源,侧重于小规模分散就地利用,中国和一些发展中国家遵循这一技术路线。新能源在偏僻、边远地区、海岛和广大农村等电网难以达到或常规能源严重缺乏的地区起着显著的作用。但是目前覆盖面仍小,经济性也较差。所以,整个新能源技术目前仍处于试验发展阶段,但是一些新能源技术已可商业应用或实用,例如风力发电和地热发电。

**太阳能** 主要有太阳能热利用,太阳能光电利用和蓄能技术。

太阳能光电池是可再生能源最先进的技术,也是今后几年发展最快、被认为是最有发展前途的一种新能源技术。光电池是将太阳辐射能直接转换成电能的装置。其基本元件由作为正、负电荷载体的半导体材料(称为 p 型和 n 型半导体)组成。当太阳光照射到太阳能电池上时,光电池吸收光能,产生光生电子—空穴对,从而产生光生电压。用来制造光电池的材料,主要

有单晶硅、多晶硅、非晶硅、砷化镓、硫化镉等。后两种都是最近新发展起来的。80 年代光电池技术发展迅速,转换效率不断提高,生产成本大幅度下降。单晶硅的转换效率已从初期的  $5\%$  提高到  $14\%$ , 实验室已达  $19\%$ ; 实验室砷化镓的转换效率已达  $24\%$ 。美国光电池的平均成本已降到每峰瓦 2.5 美元,预计 2000 年将降到 1.4 美元。

太阳能光电池是全球增长最快的高技术产业之一,太阳能光电池的发货量 1975 年大约只有  $2\text{MW}$ , 到 1991 年已增加到  $55\text{MW}$ , 年增长率超过  $15\%$ 。目前日本是太阳能光电池的主要生产大国,年产量达到  $20\text{MW}$ , 超过美国(1991 年美国的太阳能光电池的产量为  $17\text{MW}$ )。德国的太阳能光电池产量在欧洲居领先地位(欧洲产量为  $13\text{MW}$ )。太阳能光电池目前主要用作通信设备和气象台站等的电源,但也开始建设一些规模较大的太阳能光伏电站。世界太阳能光电池的年使用量迅速发展,主要是由于太阳能光电池计算器、通信系统、泵水用电源和家庭用电需求所致。1985 年美国在加利福尼亚州卡里萨平原建成  $6500\text{kW}$  太阳能电池电站,这是世界上最大的太阳能光伏电站。这类电站的建设速度快,维护简单,对环境无任何污染,但目前的经济性还较差。在过去 20 年期间,光电池发电的成本下降到原来的百分之一,从  $30 \text{美元}/(\text{kW} \cdot \text{h})$  下降到目前的  $30 \text{美分}/(\text{kW} \cdot \text{h})$ , 但还远不能与电网电力相比。中国 1990 年已使用光电池  $1.5\text{MW}$ , 主要用于航标灯、铁路信号灯、电牧栏、电视差转站、气象站、微波中继站等。

太阳能热发电是最近进入商业市场的可再生能源技术,其经济性有显著提高,再度受到一些国家的重视。太阳能热发电是利用聚光的方法使太阳光聚集到点或线上,得到的高温热源使锅炉中水汽化并利用汽轮机发电。1989 年美国建成一座  $194\text{MW}$  的太阳能热发电站,是世界上最大的太阳能发电站。1987 年世界建成或计划兴建发电能力  $1\text{MW}$  以上大型太阳能热发电站共 18 座。新发展起来的太阳池发电则是利用太阳池中盐水浓度梯度,使水不发生对流,池底部的水温可升高到  $90^\circ\text{C}$  左右,用热水来发电。据不完全统计,世界上现有太阳能热发电装置总量为  $208\text{MW}$ , 其中,槽式抛物面镜线聚焦型发电装置为  $134\text{MW}$ ; 用定日镜的点聚焦塔式发电装置  $21\text{MW}$ ; 太阳池发电  $48\text{MW}$ ; 盘式及其他混合式发电厂  $5\text{MW}$ 。在有些地方利用太阳能热电站发电可与柴油机发电相竞争。

太阳能热水器是最早广泛利用的新能源技术,在许多国家都有商品生产。美国在 1980 年就生产热水器  $200 \text{万 m}^2$ 。澳大利亚和以色列的部分地区新建住宅规定要安装太阳能热水器。日本在 1984 年就有  $13\%$  的

家庭使用太阳能热水器。中国的太阳能热水器已有商品化生产，近年来有较快的发展，1992年中国已使用太阳能热水器集热面积达200万m<sup>2</sup>。

太阳灶是用于炊事的阳光集热装置。通常采用旋转抛物面聚光，将阳光汇聚到锅底。中国是使用太阳灶最多的国家，在太阳灶的设计、材料、工艺和测试方面进行了系统的研究开发工作，1991年已推广使用12万台，热效率一般在60%以上。

被动式采暖太阳房是太阳辐射能在建筑物中采暖的利用。1991年，中国被动太阳房面积为45万m<sup>2</sup>。

风力发电 80年代已成熟的一种新能源技术。1991年全世界风力发电装机容量达到了2347MW，共发电3.7TW·h，1992年为2652MW。虽然风力发电还不到全世界电力生产量的1%，但它却是增长最快的电力能源之一，年增长率为13%。目前美国现代化的先进风力发电机使风力发电的成本由80年代初的32美分/(kW·h)下降到1991年的不足8美分/(kW·h)；而同期新建的燃煤电站的发电成本一般为5~7美分/(kW·h)。美国加利福尼亚州目前已安装的风力发电机超过1.5万台，容量1723MW。近两年来，欧洲各国关心环境问题，鼓励发展风力发电。丹麦、荷兰进展较快，丹麦1991年并网风电机3218台，总容量418MW，年发电量0.74TW·h，占总发电量的2.3%。联邦德国、意大利、西班牙和英国也都在规划大型风力发电场项目。

中国是微小型风力发电机用得最多的国家，1992年全国已安装12万台，总容量16.8MW，主要在内蒙古。这种发电机利用蓄电池蓄电，供牧民照明、电视用电，对提高牧区文化起到巨大作用。另外，在新疆达坂城、内蒙古朱日以及广东南澳等地还建立了11个风力发电试验场，安装大、中型风力发电机67台，总装机容量为6.2MW。

地热发电 地热能是贮存在地球内部的岩石和流体中的热能，通常是地热水和蒸汽，还有干热岩。150℃以上的高温地热可用来发电。70年代以来，能源的科技进步和多样化促进了地热的开发利用。最近十年，世界地热发电的装机容量增长2.5倍，1991年总容量已达9639MW。1990年利用地热发电的国家已达18个，主要国家情况列于表1。

目前美国、日本在干地热岩的研究工作方面有较大进展，预计世界地热发电及地热发电后的余热综合利用会有较大发展。中国已发现地热点4000多处，高温地热分布在西藏、云南西部和台湾等地。1991年中国已开发地热点1100多处，已建成西藏羊八井、湖南灰汤、广东丰顺等地热电站。其中羊八井地热电站装机25.18MW，成为拉萨市的主要电源。中国低温地热的

年利用量估计达7200TJ。

表1 1990年地热发电主要国家情况

国家	装机容量 (MW)	利用率 (GW·h/a)	占国家电力的比重 (%)
美国	2770	15000	0.2
菲律宾	891	6730	23.1
墨西哥	700	4661	2.8
意大利	545	3150	0.9
新西兰	283	2000	4.2
日本	215	1359	0.1

海洋能 世界海洋能资源极其丰富，其中温差能约50TW，波浪能3.0TW，潮汐能3.0TW，海流能5.0TW，盐浓度差能2.6TW。在海洋能中最早开发利用的是潮汐能，世界潮汐能主要集中在加拿大芬迪湾，英国塞文港湾、法国西北海岸、鄂霍茨克海和中国东南海岸一带，上述地区的潮汐能占世界可开发潮汐资源50%以上。1968年法国建成装机容量为240MW的朗斯潮汐电站，该电站采用24台10MW灯泡式水轮发电机组，是目前世界上最大的潮汐电站。1968年苏联建成基斯拉雅潮汐电站。到1991年中国已建成7座潮汐电站和一座潮洪电站，总装机容量为11MW。80年代中，由于朗斯潮汐电站长期运行的经验，瑞士发展了全贯流式水轮发电机组；苏联采用浮运沉箱施工新方法；加拿大建成安纳波利斯—罗耶尔20MW的试验电站，运行情况一直良好；印度已投资约250万美元兴建一座6000kW的先期潮汐电站，并规划在西海岸的卡奇湾建900MW的潮汐电站。全世界正在规划的大型潮汐电站有：苏联固古尔湾，平均潮差5.3m，装机容量8000MW，年发电量20TW·h；加拿大芬地湾，平均潮差11.8m，装机容量3800MW，年发电量12.7TW·h；印度坎贝湾，平均潮差6.8m，装机容量7360MW，年发电量16.4TW·h；英国塞汶河口，平均潮差8.8m，装机容量7200MW，年发电量14.4TW·h；阿根廷圣荷塞湾，平均潮差5.9m，装机容量4950MW，年发电量12TW·h；中国乐清湾，平均潮差5.0m，装机容量600MW，年发电量2.4TW·h。

目前日本、英国和挪威等国家在大力研制波力发电装置，日本是当今世界在研究开发波浪能方面最积极的国家，据不完全统计约有11台波力装置正在海上试验。英国艾莱岛已部分建成一座原型波力发电站，确信可以达到300MW·h/a的目标。中国用作航标灯电源的小型波力发电装置已进入实用阶段。

生物质能 生物质能是世界上最丰富的可再生能





源,目前仅利用其产量的1%~3%作为能源,但提供了世界能源消费的15%,其中绝大部分为发展中国家的农村生活用能。近年来,发达国家也注意生物质能的合理利用,美国现在的生物质能约占全国能源消费3%~5%,到2000年拟增加到占12%~20%,并大量回收工业有机废水,生产沼气以及利用农林残余物发电。

沼气作为一种可再生能源,已有100多年历史。由于沼气技术可开发能源,消除污染,并具有其他经济效益、社会效益和生态效益,不少国家和地区越来越广泛地进行研究和利用。

沼气是生物质(主要是人畜粪便以及农业和工业的有机废物)在厌氧条件下通过微生物分解而成的一种可燃气体,甲烷含量约60%,热值约为23MJ/m<sup>3</sup>。中国和印度是亚洲的沼气使用大国。世界各国沼气技术的主要应用领域是农村家用沼气池、农业废物沼气池、工业废物沼气池、发酵罐、城镇下水道污水发酵罐、城市垃圾卫生堆埋场。中国的沼气发展很快,主要在农村地区,1991年底中国拥有农村户用沼气池498万个,利用率79%。中国的农村沼气是新能源分散利用规模最大、持续稳定发展的项目。沼气池建设已实现规范化、标准化,质量较好,建池完好率达88%。沼渣液利用和种植、养殖结合,发展生态农业和庭院经济,普及率不断扩大,经济效益已有较大提高。同时,以农村畜牧场、城镇酒精厂等的废弃物为原料,厌氧消化生产沼气,供居民使用的集中供气方式也正在发展。处理工业有机废水和畜牧场禽畜粪便的大、中型沼气池536个,集中供气6.85万户。建成沼气动力站183座,沼气发电站122座。中国沼气年产量超过10亿m<sup>3</sup>,在相当程度上缓解了缺能地区农村的生活用能问题;其他国家和地区的沼气池及发酵罐数:印度120万个,其他亚洲国家/地区11989个,拉丁美洲9567个,非洲1060个。

乙醇燃料采用生物质为原料制取,供汽车作为燃料用,这是一项实用的新能源技术。巴西从1975年开始推行利用酒精代替汽油的计划,并成功地将酒精用作汽车的燃料。巴西每年从甘蔗制取7200万桶乙醇,1988年乙醇燃料占该国汽车燃料的62%,大大减少了对进口石油的依赖。巴西乙醇燃料的经济性受食糖和石油国际价格的影响,目前还较差。美国是世界上第二大乙醇燃料生产国,每年用玉米生产2000万桶乙醇燃料。中国试验用甜高粱秆制取酒精,已取得很好效果,现正在大面积推广利用。

现在有不少国家已获得一整套利用生物质能行之有效的经验,如薪柴林、沼气和燃烧技术等。同时,各国在发展生物质能时,还考虑到了环境保护和生态平

衡等方面的问题。中国林业部正在实施一项大规模营造薪柴林的计划,到1991年已营造薪柴林400万ha。

**开发利用前景** 20世纪,世界已经历过两次石油危机,但90年代的能源问题是与全球环境问题联系在一起。目前化石能源的生产和消费正在改变着地球的气候,影响着人类赖以生存的许多自然系统,因此90年代全球环境问题将对能源的供应产生重大的影响。基于此,今后十年世界各国的能源政策将面临重大调整。未来能源的发展将受到资源和环境的限制,必须采取多种手段面对现实的挑战。除了提高能源利用效率和减少燃烧化石燃料所造成的环境污染外,大力开发利用新能源和可再生能源将是各国能源政策的重大选择。对未来能源选择都必须考虑能源的利用效率、成本效益以及对环境的有害影响程度。在这三个方面新能源都具有明显的优势。就各种发电方式的碳排放率比较来看,新能源发电有巨大的优势。目前各种发电方式的碳排放率[g碳/(kW·h)]为:常规燃煤发电为304;煤气化联合循环发电为270;燃气联合循环发电为118;太阳能热发电(带天然气备用机组)为47;核电为43;地热发电为2.5;风力发电和太阳能光电池发电为零。从技术经济比较来看,新能源发电技术在使用土地方面也有明显的优势。目前美国若干发电技术使用土地的占地面积[m<sup>2</sup>/(GW·h),30年以上]为:燃煤发电(包括煤炭开采)为3642;太阳能热发电为3561;太阳能光电池发电为3237;风力发电(风力发电机和维修用道路实际所占土地)为1335;地热发电为404。从发电成本来看,目前美国采用现有技术的发电成本[美分/(kW·h)]为:天然气发电为6.3;燃煤发电为5.5;核能发电为12.5;太阳能热发电为8;风力发电为6.5;烧薪柴发电为6.3;地热发电为6。目前地热发电和风力发电的成本已可与常规能源发电相竞争。表2为1980、1988年新能源发电成本以及2000年和2030年的预测成本。预计,今后20~30年新能源技术将获得飞跃发展。在21世纪,新能源和可再生能源将成为世界能源结构的基础。

表2 1980、1988年新能源发电成本以及  
2000年和2030年的预测成本

单位:美分/(kW·h)(1988年美元币值)

技 术	1980	1988	2000	2030
风力发电	32(1981)	8	5	3
地热发电	4	4	4	3
太阳能光电池发电	339	30	10	4
太阳能热发电	23(1984)	8(1989)	6(1994)	
生物质发电	5	5		

1990 年全世界新能源和可再生能源的开发总量大约为 2.27 亿 t 油当量,占世界能源消费量的 2.2%; 预计 2010 年将发展到 3.5 亿 t 油当量,占世界总能源量的 3% (如按生态推算,可达 7.0 亿 t 油当量,占世界总能源量的 6.5%); 2020 年将超过 5.5 亿 t 油当量,占世界总能源量的 4.1% (按生态推算可达 15 亿 t 油当量,占世界总能源量的 13.5%)。其中生物质能、太阳能和风能将有较大规模的发展,在有条件的地方,

地热能 and 海洋能也将得到较多的开发利用,大、中、小不同类型水力发电也将增加开发量。表 3 是按两种情况预测的新能源和可再生能源发展情况(1992 年第 15 届世界能源大会资料)。从新能源技术发展趋势看,生物质气化和液化、太阳能光电池、燃料电池和现代化的大型风力发电将会有更快的发展;氢燃料作为二次能源也将利用可再生能源和新能源制取,而氢燃料将是石油的理想的替代能源。

表 3 新能源和可再生能源分地区和世界估计量  
(按发展现状推算,单位:百万吨油当量)

地区	太阳能	风能	地热能	生物质能③		海洋能	小水电	大水电④	可再生能源①		新能源	
				传统	现代				总量	占世界%	总量⑤	占世界%①
1990 年												
北美洲	3	1	6	38	19	0	4	127	198	2.3	33	0.4
拉丁美洲	1	0	2	125	46	0	1	86	261	3.0	50	0.6
西欧	1	0	1	20	10	0	7	98	137	1.6	19	0.2
东欧	2	0	0	30	10	0	2	53	97	1.1	14	0.2
中东、北非	1	0	0	21	0	0	0	4	26	0.3	1	0.0
非洲其他地区	1	0	0	141	5	0	0	8	155	1.8	6	0.1
太平洋和中国	1	0	3	351	23	0	4	70	452	5.2	31	0.4
中亚和南亚	2	0	0	204	8	0	0	20	234	2.7	10	0.1
合计	19 1.0%	6 0.3%	26 1.4%	1080 56.6%	152 8.0%	0 0.0%	23 1.2%	602 31.5%	1909 100.0%	18.7%	227	2.2%
2010 年												
北美洲	13(30)④	14(24)	14(27)	43(37)	40(46)	0(1)	6(10)	154(138)	284(313)	2.4(2.9)	87(138)	0.7(1.3)
拉丁美洲	5(8)	0	4(6)	163(144)	63(163)	1(4)	2(3)	201(215)	443(543)	3.7(5.1)	75(185)	0.6(1.7)
西欧	4(11)	7(10)	5(9)	20(17)	19(24)	0(4)	9(17)	130(104)	195(196)	1.7(1.8)	45(75)	0.4(0.7)
东欧	6(12)	1(2)	3(7)	34(26)	18(22)	1	5(6)	58(55)	126(130)	1.1(1.2)	34(49)	0.3(0.5)
中东、北非	4(7)	0	0	32(27)	0(7)	0	0	11	47(53)	0.4(0.5)	4(15)	0.0(0.1)
非洲其他地区	2(6)	0	0(1)	250(222)	10(29)	0(2)	0	19(20)	282(280)	2.4(2.6)	12(38)	0.1(0.4)
太平洋和中国	7(20)	4(8)	10(18)	398(355)	36(79)	1(4)	8(9)	145(134)	610(627)	5.2(5.9)	66(138)	0.6(1.3)
中亚和南亚	5(16)	2(3)	0	268(234)	12(34)	0(2)	1	47(51)	335(340)	2.8(3.2)	20(56)	0.2(0.5)
合计	46(109) 2.0% (4.4%)	29(48) 1.2% (1.9%)	37(68) 1.6% (2.8%)	1208(1062) 52.0% (42.8%)	198(404) 8.5% (16.3%)	3(18) 0.1% (0.7%)	31(47) 1.3% (1.9%)	769(727) 33.1% (29.3%)	2321(2482) 100.0%	19.7%(23.2%)	344(694)	2.9%(6.5%)
2020 年												
北美洲	31(100)	42(94)	21(52)	46(36)	55(68)	1(9)	6(11)	167(143)	369(512)	2.7(4.5)	156(333)	1.1(2.9)
拉丁美洲	14(39)	1(5)	6(12)	179(144)	72(286)	3(11)	4	304(279)	583(780)	4.3(6.9)	100(357)	0.7(3.1)
西欧	10(31)	18(37)	8(15)	20(15)	24(34)	4(5)	10(19)	145(107)	239(262)	1.8(2.3)	74(141)	0.5(1.2)
东欧	14(41)	4(27)	4(13)	36(23)	23(32)	1(4)	7(9)	63(56)	152(205)	1.1(1.8)	58(125)	0.4(1.1)
中东、北非	10(29)	1(6)	0(1)	38(27)	0(11)	0	0	16(15)	65(89)	0.5(0.8)	11(47)	0.1(0.4)
非洲其他地区	5(30)	1(4)	0(2)	299(239)	12(48)	0(6)	0	29(26)	346(355)	2.5(3.1)	18(90)	0.1(0.8)
太平洋和中国	23(85)	13(36)	15(31)	414(344)	43(114)	5(12)	12(14)	188(166)	713(802)	5.2(7.1)	111(292)	0.8(2.6)
中亚和南亚	15(72)	5(8)	0(1)	291(232)	14(58)	0(7)	1(1)	70(66)	396(445)	2.9(3.9)	35(147)	0.3(1.3)
合计	122(427) 4.3% (12.4%)	85(215) 3.0% (6.2%)	54(127) 1.9% (3.7%)	1323(1060) 46.2% (30.7%)	243(651) 8.5% (18.9%)	14(54) 0.5% (1.6%)	40(59) 1.4% (1.7%)	982(857) 34.3% (24.8%)	2864(3450) 100.0%	21.0%(30.4%)	559(1533)	4.1%(13.5%)

① 以世界能源理事会资料 2020 年世界能源为 13606 亿 t 油当量计算。  
② 新能源总量不包括传统生物质能和大水电。  
③ 生物质能包括传统生物质能和现代生物质能利用。  
④ 括号内系根据生态推算值。

## 参考书目

Hubbert M K. The Energy Resources of the Earth. Energy and Power. San Francisco: W. H. Freeman and Company, 1971

王庆一. 中国能源. 北京: 冶金工业出版社, 1988

(顾 坚 贡光禹)

xinnengyuan lianhe tadian xitong

**新能源联合发电系统** (new energy comprehensive power system) 利用各种新能源之间或新能源与其他能源之间互补性组成的发电系统。新能源中,有的资源丰富,但受气候和地势等自然条件影响,来源不稳定,有的本身是廉价或无偿的,但将其转换成电能的装置,目前价格仍较贵。新能源发电要在经济上和技术上与常规能源发电方式相竞争,以求得实际应用,关键是装置的造价和供电质量。解决这两个问题的途径,除采用新技术、新材料、新工艺,以及装置部件的通用化和大规模生产化外,就是采取联合发电系统。也就是依据各种能源的特点,包括稳定的和不稳定的,丰富的和不足的,普遍的和区域性的,一次性转换的和多次性转换的,价昂的和便宜的等等,在经济上、技术上和能量上进行多能互补,各自发挥优势,又相互弥补其不足。联合发电系统可以是季节性互补、“接力”开发、组合发电、多种能量输出等多种形式。

**联合发电形式** 在较高纬度地区冬季太阳辐射弱而风力强;夏季太阳辐射强而风力弱;雨季到来时,可以充分利用小水电;若遇干旱,太阳能水泵就能发挥作用。北方地区小水电的全年利用率很低,枯水期长,可以利用风能和太阳能作为动力进行抽水蓄能,提高小水库的作用。风能和太阳能还可为沼气池提供搅拌动力和保温热量,以稳定地进行中温发酵,提高产气率。像这种根据各种新能源本身的能量大小的波动变化进行互补,使整个系统得到较为稳定的输出,以提高能源装置的利用率,乃是新能源联合发电系统概念中的第一个涵义,其系统组成如图1。

从技术上和经济合理性上看,有些新能源并不一定需要直接用于发电,它可以作为另一种能源发电的前一级转换,即进行“梯级”或称“接力”开发。沿海的波浪和风力等都是很不稳定的,可以先利用波力水泵和风力水泵抽水到海岸附近的高位小水库中储能,再加上雨水能,进行小型水力发电。这是新能源联合发电系统概念中的第二个涵义,表示于图2。

新能源也可与常规能源组成联合发电系统。新能源在系统中可以作为主要能源,也可以在某些时候只

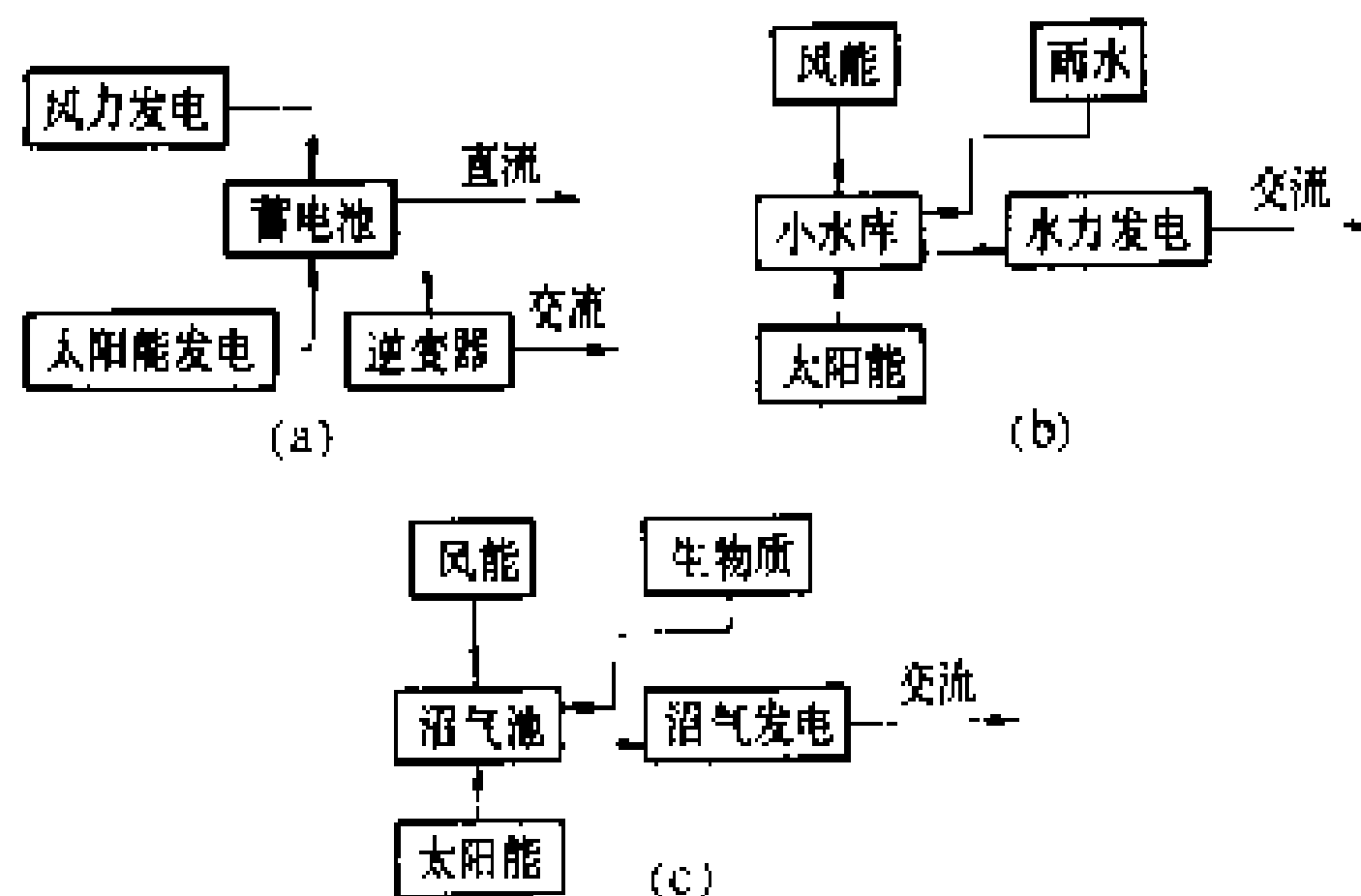


图1 系统组成 (一)

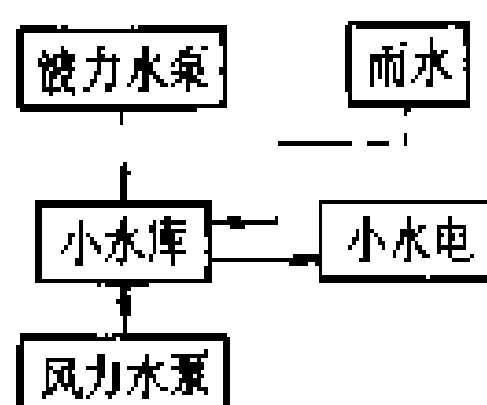


图2 系统组成 (二)

起到辅助能源的作用。如风力发电机组与柴油发电机并联;太阳能为小型火电站锅炉预热给水;沼气与柴油并用进行内燃机发电等。这是新能源联合发电系统概念中的第三个涵义(见图3)。

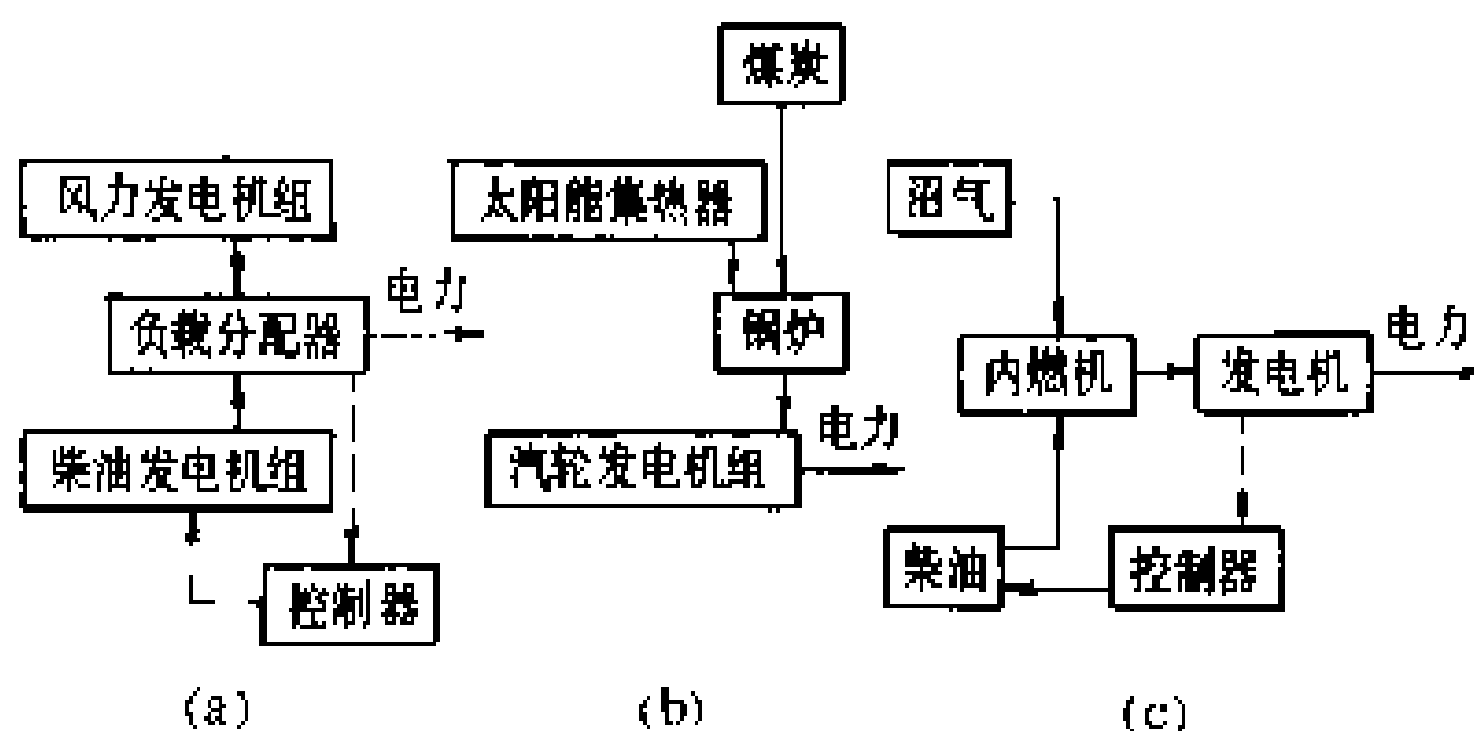


图3 系统组成 (三)

从全能系统(total energy system)的观点来看,应根据各种能的性质和特点,以其有效的能量输出形式,并按其不同的能级分别加以利用,组成联合系统,来提高系统的总效率。所以将可利用的多种能源组合在一起,不一定都以发电的方式输出才是最合理的。此外,还要考虑其技术经济合理性,要注意能源的利用首先要与经济效益好的生产项目紧密结合,在短期内就能推动生产的发展,取得经济效益。这是新能源联合发电系统概念中的第四个涵义(见图4)。

**系统设计和分析方法** 系统结构的模式很多,仅有定性的方案还不够,必须有定量的优化设计,使能源设备和生产项目配置合理,投资少,经济效益大,回收期短。设计和分析方法主要有线性规划、模糊数学和灰色系统方法、等效连续功率等。

(1)线性规划:采用系统工程原理和应用数学中的线性规划方法对整个系统绘出能流网络图(见图4)。把所有的能流量都统一折算成千瓦时,再按照系统内各种能量的流动关系分成资源供应、转换机构、供能方式和最终用途四个部分,并把它们联成网络,表示其间的相互关系,常需列出它们的数学关系式,如:约束条

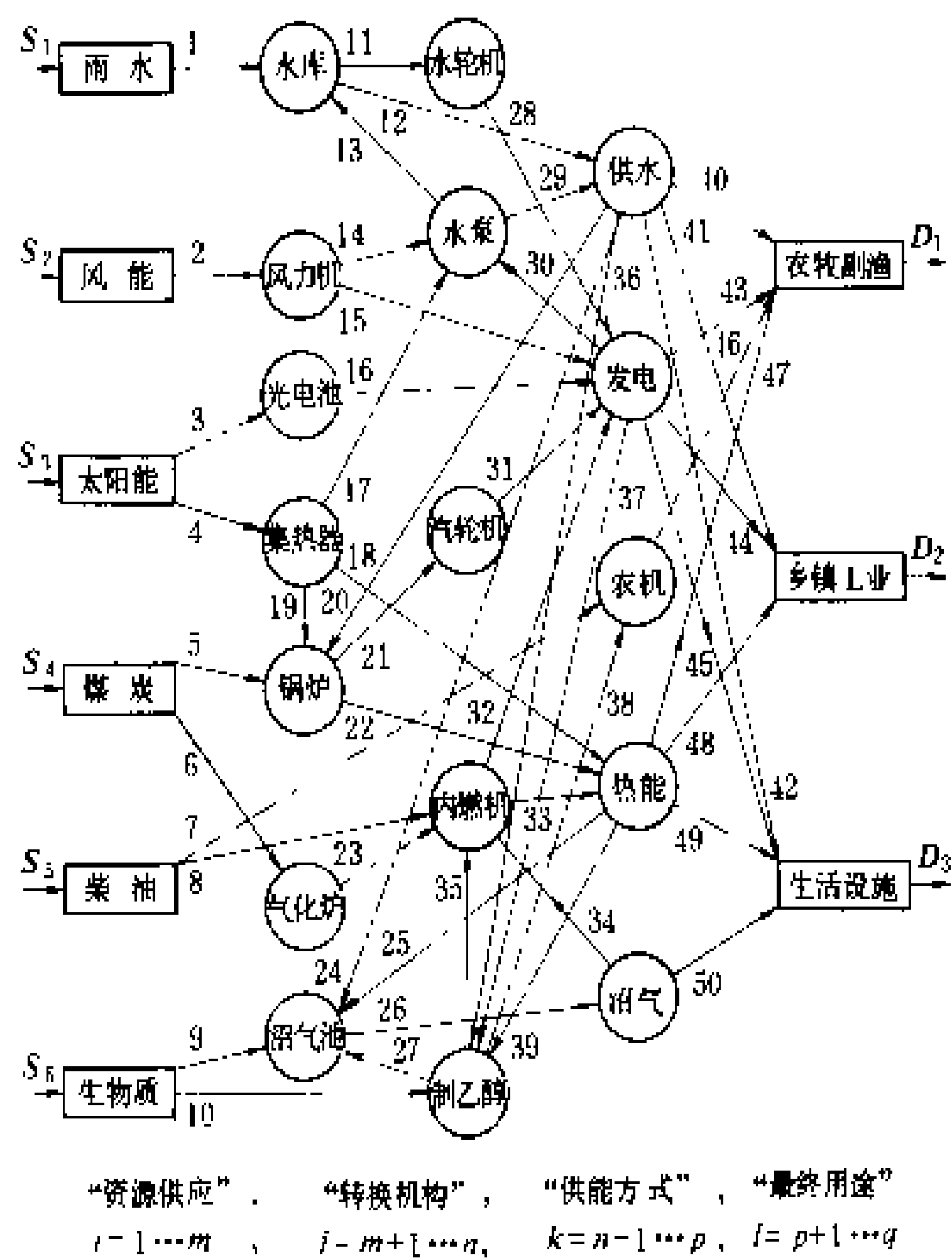


图4 系统组成（四）

件方程式、目标函数方程式，用电子计算机联立求解。

（2）模糊数学和灰色系统方法：由于在规划系统中有些情况是不清楚的，有的是难以确定的，近年来国内外也有用模糊数学和灰色系统的方法来处理这些规划问题的。

（3）等效连续功率（equivalent continuous power, ECP）概念：此方法对一些小型系统是方便的。设计任务是选定系统的设备容量，以满足一定负荷的需要，也就是满足一定用途某些设备的连续输出功率。其方法有二：①当某一设备在一定时期内的用电量已知，将用电量除以时数，即得ECP。②当用电设备已知，以其额定功率乘以运行时间百分率即得该设备的ECP；将各用电设备的ECP相加，即得全设备的ECP。由以上的方法求得总的等效连续功率后，考虑日后用户增加及功率损失，应再乘以1.25的安全系数，作为设计总功率的依据，即按1.25ECP来设计计算。

（廖少葆）

xin ranliao zhucunjia

## 新燃料贮存架（new fuel assembly storage rack）

用于暂存装堆前的新燃料组件的专用设备。它设置在燃料厂房的新燃料贮存坑内，操作人员可利用燃料抓取机进行操作。新燃料组件采用垂直干式贮存；贮存架可同时存放一定数量的燃料组件，其相邻间距需能防止发生临界事故，按在最高富集度的新燃料组件被纯水淹没条件下所形成的增殖系统，其有效增殖系数不超过0.90。核电厂新燃料组件贮存量应略大于堆芯燃料量的1/3。

新燃料组件贮存架为框架式焊接件，它由底座、立柱、定位架等组成。底座是正方形铸件，用来焊接立柱，通过螺栓与贮存坑底固定，防止贮存格架倾翻。立柱用套筒与底座焊接在一起，顶端焊有吊环，用于吊装。定位架安装在立柱上端，保持新燃料组件垂直。与新燃料组件接触处，设有橡胶垫片，防止燃料组件与贮存架的碰撞。

新燃料组件贮存架的尺寸根据燃料组件的尺寸而异，一般1000MW级核电厂压水堆燃料贮存架的一个单元可同时存放4个新燃料组件，底座尺寸约1000mm×1000mm，高度为5m，每个贮存架重约1.5t。

（杜圣华）

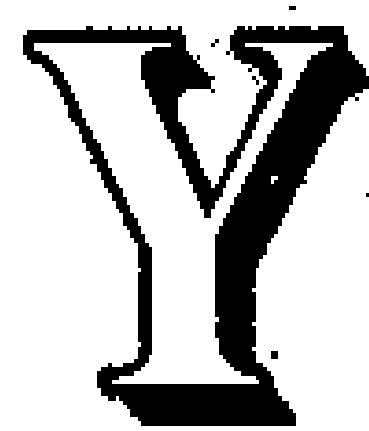
xinchai dianzhan

## 薪柴电站（fuel chips generating station）

使用薪柴为燃料的发电站。薪柴发电有两种途径：一种是通过薪柴气化驱动煤气机发电机组发电（见木煤气电站）；另一种是将薪柴在锅炉中燃烧，产生一定压力的蒸汽，推动汽轮发电机组发电。

在林木资源和薪柴林丰富的国家和地区，为了充分利用附近的林木废料、碎料、薪柴林等可再生的生物质能资源建立以薪柴为燃料的发电站发电，就近使用，是很值得提倡的。这一方面可以减少对石油、煤炭等化石能源的依赖，使资源得以综合利用；另一方面，又可免除发电燃料的长途运输，节省费用。

（马守祥）



yaliguanshi zhongshuidui bentijiegou

## 压力管式重水堆本体结构 (structure of pressurized tubetype heavy water reactor)

包括排管容器、燃料管道(压力管)、燃料组件、装卸料机、反应性控制装置和各种附件等在内的反应堆的结构。今以 600MW 压力管式(CANDU 型)重水堆标准设计为例说明(参见重水堆核电厂)。其主要参数见表,结构见图 1。

**排管容器** 直径 7.60m、长 5.98m、壁厚 28.6mm 的 304L 型不锈钢卧式圆筒形容器,两端由端屏蔽的内、外管板封闭。

端屏蔽为内径 6.76m、长 0.91m 的 304L 型不锈钢环与 50.05mm 厚的排管容器管板(内管板)和 76.2mm 厚的换料机管板(外管板)形成的反应堆排管容器封头。两块管板之间充以轻水和直径 9.5~12.7mm 的碳钢球。端屏蔽嵌在重混凝土反应堆堆室两端,与堆室一起构成反应堆的主要生物屏蔽。

排管容器内有 380 根排管容器管作正方形排列,其间距为 286mm。排管容器管为内径 129mm、壁厚 1.37mm 的锆-2 合金管,长 5.94m(不包括胀接段)。排管容器管在端屏蔽的排管容器管板上胀接,胀接接头需在规定真空下进行氦气检漏试验,要求泄漏率不超过  $2.0 \times 10^{-6} \text{cm}^3/\text{s}$ 。排管容器中充以低温低压的重水作为中子慢化剂和反射层。

**燃料管道** 每根排管容器管内有一根同心的压力管,其内径为 103.38mm、壁厚为 4.19mm、长 6360mm,材料为 Zr-2.5%Ni 合金。压力管需能经受  $2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$  中子辐照而不明显降低其冲击韧性。压力管与排管容器管之间的环隙充以  $\text{CO}_2$  气体,作为冷却剂和慢化剂之间的隔热层。

端部件为燃料管道提供支承,为进出水管提供过渡接头,并为装卸料机提供密封连接。端部件为直径 178mm、长 2360mm 的 403 型不锈

钢管。压力管两端分别与两端的端部件胀接。端部件与排管容器延伸管之间,在固定端用焊接连接,在自由端用波纹管密封。波纹管材料为因科镍 600 合金。端部件为承压部件,要求经受 15.2MPa 的水压试验。

**燃料组件** 每根燃料管道内串列有 12 个燃料组件(见图 2)。每个组件有 37 根燃料棒,两端由锆合金端板固定。燃料棒作同心圆布置,即中心一根,外面三层同心圆各为 6、12、18 根。燃料棒外径为 13.08mm,包壳为锆-4 合金无缝管,平均壁厚为 0.419mm。每根燃料棒内有 29 个燃料芯块。芯块直径为 12.16mm,全部芯块总长 480mm。芯块材料为压实、烧结的天然  $\text{UO}_2$ ,密度为  $10.6 \text{g/cm}^3$ 。燃料棒外表面有隔块,以保证燃料棒之间的间距。外圈燃料棒的外表面有支承垫,以保证燃料组件与燃料管道之间的径向距离。燃料组

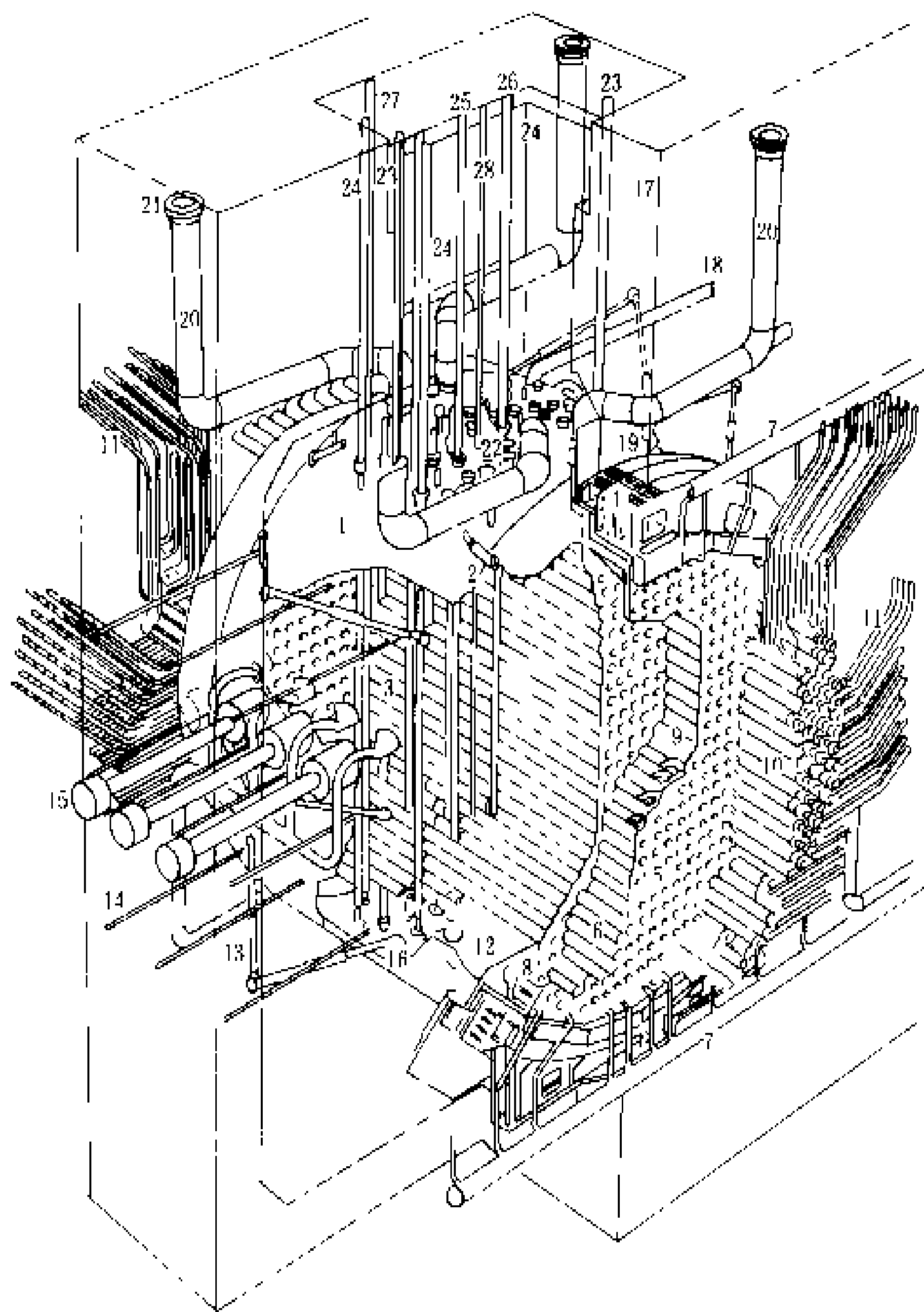


图 1 压力管式重水堆反应堆本体结构图

- 1—排管容器; 2—排管容器外壳; 3—容器管; 4—嵌入环; 5—换料机侧管板; 6—端屏蔽延伸管; 7—端屏蔽冷却管; 8—进出口过滤器; 9—钢球屏蔽; 10—端部件; 11—进水管; 12—慢化剂出口; 13—慢化剂入口; 14—通量监测器和毒物注入; 15—电离室; 16—抗震阻尼器; 17—堆室壁; 18—堆室冷却水管; 19—慢化剂溢流管; 20—泄压管; 21—爆破膜; 22—反应性控制棒管嘴; 23—观察口; 24—停堆棒; 25—调节棒; 26—控制吸收棒; 27—区域控制棒; 28—垂直通量监测器

件的外形尺寸为：直径 102.4mm，长 495.3mm。

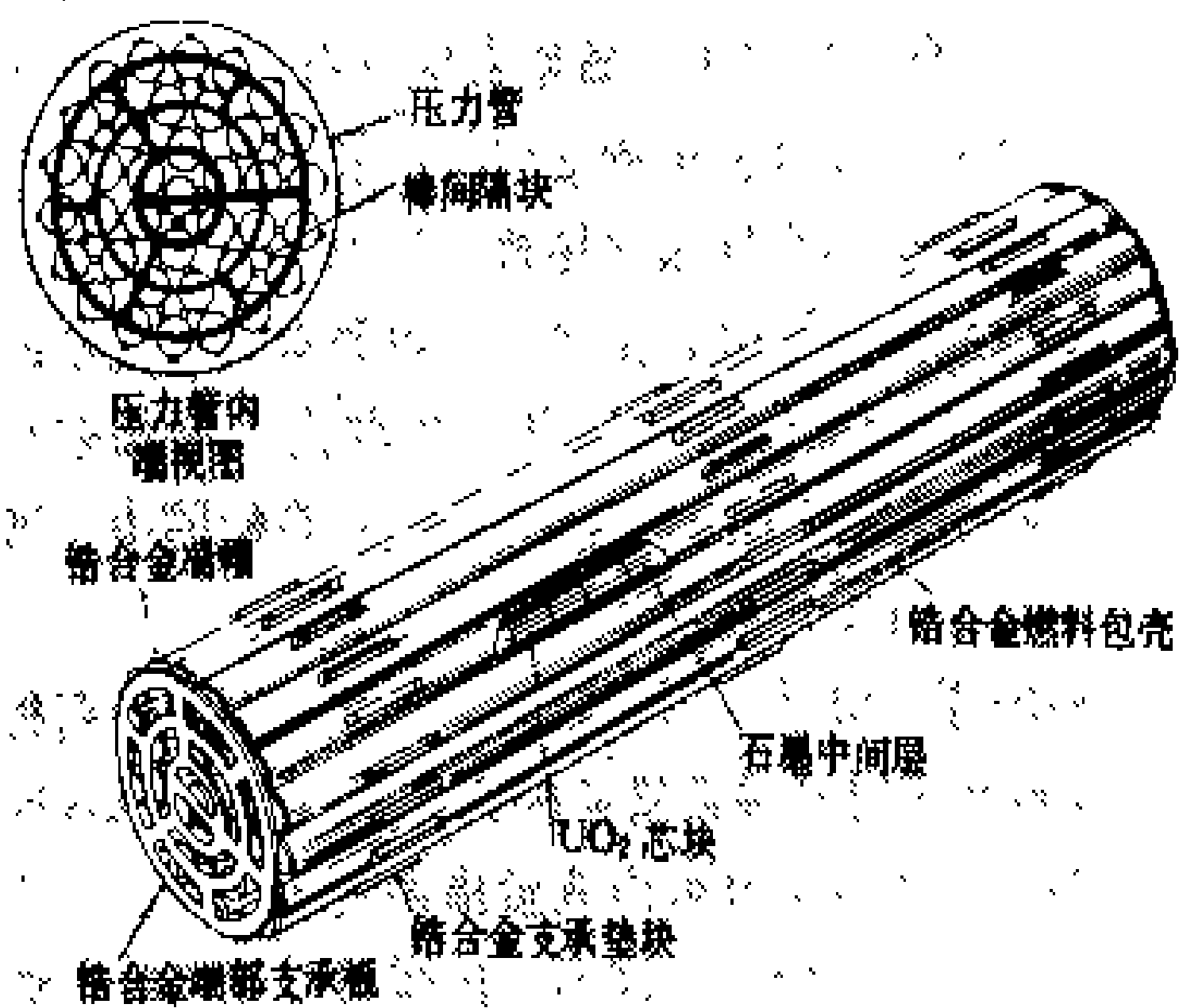


图 2 燃料组件

装卸料机 排管容器两端各设一台遥控操作的装卸料机,进行不停堆换料。每台机都可以装入新燃料组件和接受乏燃料组件,并将乏燃料组件送至运输通道,然后由水下运输设备输送至乏燃料贮存水池。一次装卸料操作为由一端的装卸料机将新燃料组件由进水端推入压力管,同时将乏燃料组件由出水端推出至另一端的装卸料机。

典型 600MW 压力管式重水堆反应堆本体和  
燃料组件主要参数表

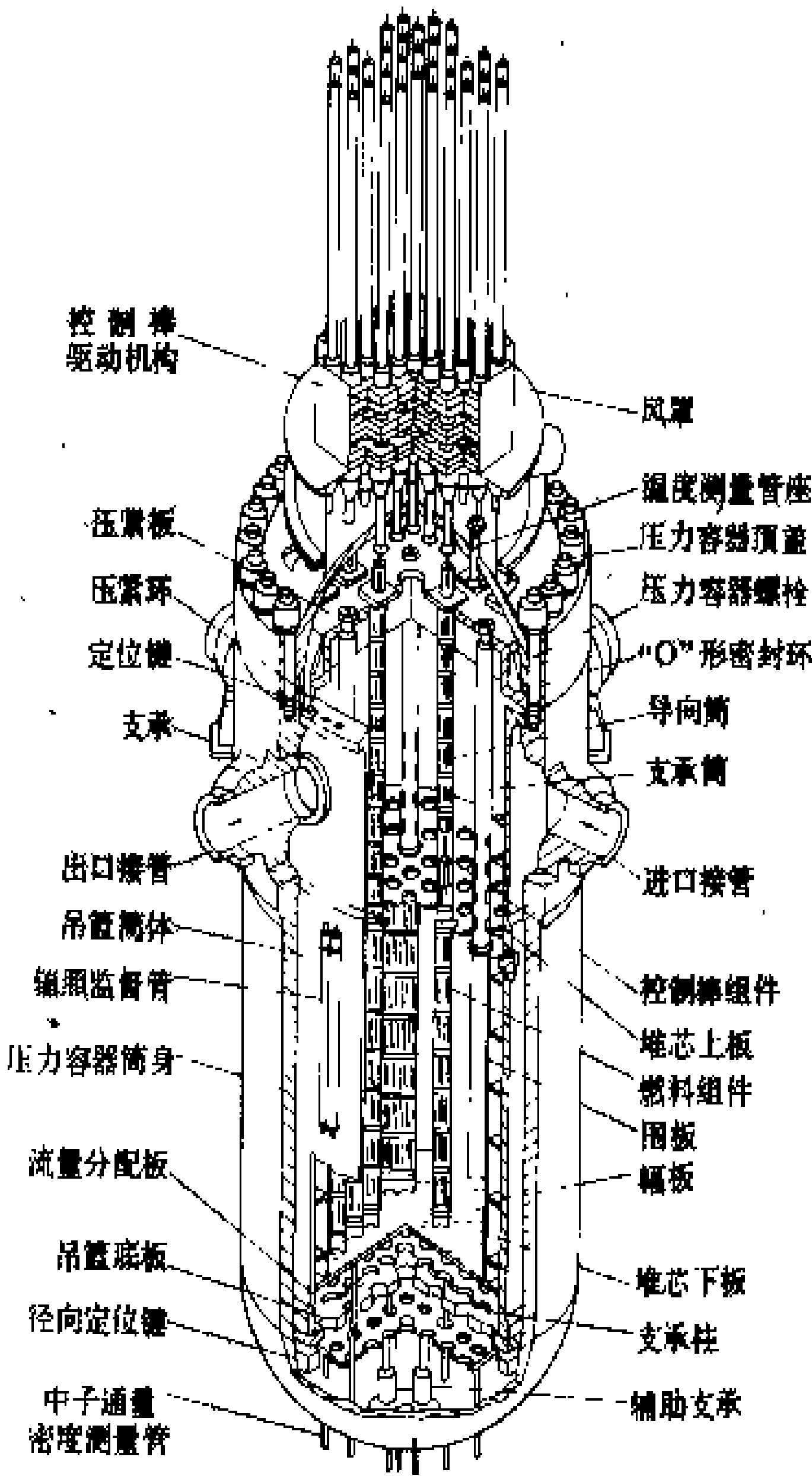
反应堆本体	
反应堆热功率 (MW)	2180
燃料管道数目	380
燃料管道布置方式	正方形
压力管间距 (mm)	286
堆芯有效直径 (mm)	6286
堆芯有效长度 (mm)	5940
每根管道最大热功率 (MW)	6.5
燃料棒最大线功率 (kW/m)	54.08
燃料总装量 (kgUO <sub>2</sub> )	95000
燃料组件	
每根管道内燃料组件数	12
燃料组件直径 (mm)	102.4
燃料组件长度 (mm)	495.3
每个组件燃料棒数目	37
每根燃料棒内芯块数目	29
燃料棒外径 (mm)	13.08
包壳材料	锆-4 合金
包壳平均厚度 (mm)	0.419
燃料芯块材料	压实、烧结的天然 UO <sub>2</sub>
UO <sub>2</sub> 密度 (g/cm <sup>3</sup> )	10.6
芯块直径 (mm)	12.16
芯块柱总长 (mm)	480

反应性控制装置 固体控制棒包括停堆棒和调节棒,垂直分布在排管容器内的慢化剂空间。停堆棒结构为外套不锈钢管的镅管,调节棒吸收材料为不锈钢,均由电动机驱动,停堆时由重力下落。液体控制设备为垂直管道,由气体控制管内轻水水位以控制反应性。第二停堆系统的中子吸收剂注入管在排管容器中心线高度处水平注入。此外,有垂直方向和水平方向的中子通量密度检测设备。

(姜锡驹 朱文煜)

yashuidui benti

压水堆本体 (pressurized water reactor vessel and its internals) 压水(反应)堆的堆芯、堆内构件、压力容器及控制棒驱动机构等结构的总称。压水堆本体结构见图。



压水堆本体结构

冷却剂由反应堆压力容器进口接管进入,沿压力容器内侧向下,在吊篮底部向上通过流量分配装置,然后继续向上进入堆芯,将燃料棒释出的热量导出,被加热的反应堆冷却剂经吊篮出口、反应堆压力容器出口接管流出。

反应堆压力容器外围设有保温层以减少散热损失。反应堆顶盖上驱动机构周围设有通风罩,用以通风

冷却驱动机构的电磁线圈。反应堆顶盖上还设有放气管系,以便于反应堆充水时放气。

**堆芯** 由燃料组件、控制组件、可燃毒物组件及阻力塞组件等部件组成,在这些部件的空间充有作为慢化剂和冷却剂的水,形成反应堆内能进行链式反应的区域。

**燃料组件** 以热能形式释放核能的部件。将用低富集铀烧结的二氧化铀芯块封装在锆合金包壳中,构成燃料棒;用导向管、定位格架和上、下管座组成燃料组件骨架,使燃料棒插在定位格架中便构成无盒燃料组件。

**控制组件** 用于控制和调节反应堆反应性的部件。将强中子吸收材料(如银—铟—镉合金)封装在不锈钢包壳内形成控制棒。若干根控制棒固定在连接柄上构成控制组件。

**可燃毒物组件** 为减少补偿初始堆芯剩余反应性所需的硼浓度,避免出现慢化剂正温度系数,而在堆芯设置的部件。将含有可燃耗的中子吸收材料(硼、钆等)封装,制成可燃毒物棒,并用连接板连接,便组成可燃毒物组件。

此外,在堆芯中还设置中子源组件,用以起动反应堆。

根据反应堆物理计算,在规定位置的燃料组件导向管中分别插入控制棒组件、可燃毒物组件或中子源组件。其余的燃料组件导向管中插以阻力塞组件,以减少这些导向管中冷却剂的漏流。

**堆内构件** 主要由堆芯下部支承构件、堆芯上部支承构件和堆内测量装置等组成。用以支承及固定燃料组件,形成冷却剂通道,以导出堆内产生的热量,形成控制棒驱动线并使之对中,保证控制棒能上下自由动作以及为设置堆内测量提供条件。堆内构件材料大部分为不锈钢,少量为镍基合金。

**堆芯下部支承构件** 由吊篮筒体与其下部的下栅格板组件连接构成。下栅格板组件有堆芯下板及吊篮底板和支承柱,用于支承燃料组件并使其下部精确定位。吊篮筒体内设有围板组件以形成反应堆冷却剂流动。吊篮筒体上部设有冷却剂出口凸缘,在热态运行时,与压力容器的出口接管内缘膨胀贴合,以减少漏流。吊篮底部设有流量分配板或流量分配筒,使进入堆芯的冷却剂流量合理分布。吊篮底部设有带缓冲器的辅助支承,在吊篮断裂时能得以缓冲,从而减少吊篮对压力容器底部的冲击,并避免控制棒相对抽出堆芯过多而引起反应性急剧增长的严重事故。

**堆芯上部支承构件** 由支承筒将压紧板与堆芯上板连接构成。用以使燃料组件上部精确定位并防止其向上窜动。在压紧板和堆芯上板之间装有导向筒,对控

制棒组件进行引导并防止水流冲击。

**堆内测量** 包括堆芯中子通量密度测量和堆内温度测量。为了测量堆芯中子通量密度分布,一般用将中子探测元件套以套管并从堆底引入堆芯的方法,亦有用将可活化的探测小球通过导管从压力容器顶部用气体吹入和吹出的方法进行测量的。用热电偶在规定的燃料组件出口及堆出口测量堆芯和堆出口冷却剂温度,热电偶一般从压力容器顶部引入,亦有随同中子通量密度测量元件从压力容器底部引入的。

**反应堆压力容器** 用于容纳和支承堆芯及堆内构件;为冷却剂管道提供连接条件,以保证堆芯冷却;同时为控制棒驱动机构及堆内测量提供装设条件。反应堆压力容器材料为低合金碳钢,内壁衬以超低碳不锈钢及局部镍基合金堆焊层。

反应堆压力容器由圆柱形筒身及带有法兰的球形顶盖组成。筒身与顶盖用螺栓连接,并用金属O形环密封,同时设有监漏系统。筒身上焊有反应堆冷却剂进口接管与出口接管,用以与反应堆冷却剂管道连接。筒身上部内侧设有凸缘,用以支承堆内构件。筒身外焊有支承凸台和进出口接管下部凸台共同用于容器本身的支承。压力容器顶盖上焊有管座,用以装设控制棒驱动机构及温度测量装置。

根据对反应堆压力容器辐照寿命的要求,可在吊篮筒体外围设置圆筒形热屏蔽或局部设置中子衬垫以减少对压力容器的辐照损伤。在吊篮筒体外侧设置辐照监督管,内装压力容器筒体材料和主焊缝的试样,用于监测压力容器的辐照损伤程度,以指导反应堆压力容器的安全使用。

**控制棒驱动机构** 驱动控制组件作上下运动的设备,一般采用磁力提升方式。驱动机构密封壳内设有钩爪组件和带沟槽的驱动杆。驱动杆通过可拆接头与控制组件连接。在密封壳外有三个电磁线圈,按规定的程序通电使钩爪与驱动杆的环形槽啮合,带动控制组件上升或下降。三个线圈都断电时,控制组件靠重力快速下降。另外设有位置指示线圈以显示控制棒提升的位置。

堆内构件各部件与压力容器筒身、顶盖相互之间都设有定位键、销等,用以相互定位使控制棒驱动线对中,确保控制棒能自由提升、下降和快速下降。各部件之间压紧固定处,根据情况设置弹性部件以及留有间隙以补偿不同的热膨胀量。

(童鼎昌)

yashurdui gongli tiaojie xitong

**压水堆功率调节系统** (PWR power control system)

根据汽轮机负荷和反应堆冷却剂的平

均温度,操纵控制棒在堆芯中的位置,以调节反应堆的功率,使其与汽轮发电机组的出力相匹配。同时根据反应堆轴向功率偏移信号,手动或自动调节冷却剂中的硼浓度,调整控制棒在堆芯中的位置,以调节反应堆轴向功率分布。

**调节特性** 压水堆具有良好的自调特性,但随负荷变化参数波动很大。为改善调节性能必须让控制棒参加调节。压水堆核电厂的调节特性有平调节特性、过调节特性、中间调节特性、组合调节特性四种。

(1) 平调节特性:其特点是当负荷变化时维持一回路平均水温不变。此时控制棒参加的调节量较小,仅需补偿多普勒效应引起的反应性变化。但蒸汽参数会随负荷增加而下降,平均每增加1%负荷,蒸汽温度下降 $0.35\sim 0.45^{\circ}\text{C}$ 。这将影响汽轮机热效率。

(2) 过调节特性:当负荷变化时,蒸汽参数维持不变,但一回路的平均温度变化较大,平均每增加1%负荷,回路平均温度上升 $0.3\sim 0.4^{\circ}\text{C}$ 。由于温度效应和多普勒效应的作用,反应性变化较大,要求控制棒系统具有较大的补偿能力,因此在适应负荷变化的能力上较差。

(3) 中间调节特性:介于上述两者之间的调节特性。例如,负荷每增加1%,一回路平均温度上升约 $0.22^{\circ}\text{C}$ ,而蒸汽温度下降约 $0.1\sim 0.15^{\circ}\text{C}$ 。

(4) 组合调节特性:系两种不同调节特性的组合。即在低负荷段采用过调节特性或中间调节特性,以适应较小较慢的负荷变化;而在高负荷段采用平调节特性,以适应较大较快的负荷变化。

大容量、高比功率的压水堆一般具有后两类调节特性。

**调节系统的组成** 该系统由四个电子逻辑回路组成,即主控制回路、整定值确定回路、出力不一致回路、控制棒驱动回路(见图1)。

(1) 主控制回路:在实际运行时,压水堆各回路的平均温度可能有差异。为安全起见,将各回路的平均温度输入信号送到高参数选择器,选择其中最高的回路平均温度参数作为控制信号。然后,经滤波电路,除去噪声,经相位补偿电路,补偿由反应堆冷却剂的热容量引起的信号时滞。将上述补偿校正后的信号输入信号比较装置,与给定的整定值相比较,其偏差就作为控制棒驱动回路的控制信号。

(2) 整定值确定回路:按照选定的调节特性,根据汽轮机的出力,给出相应的回路冷却剂平均温度整定值信号,送入信号比较装置。汽轮机出力信号可通过下述方式测得:①测出高压缸第一级后的压力,它正比于汽轮机的出力;②测出核电厂发电部分的功率(图上所采用的是第一种方式)。其中整定值程序器的输入、输

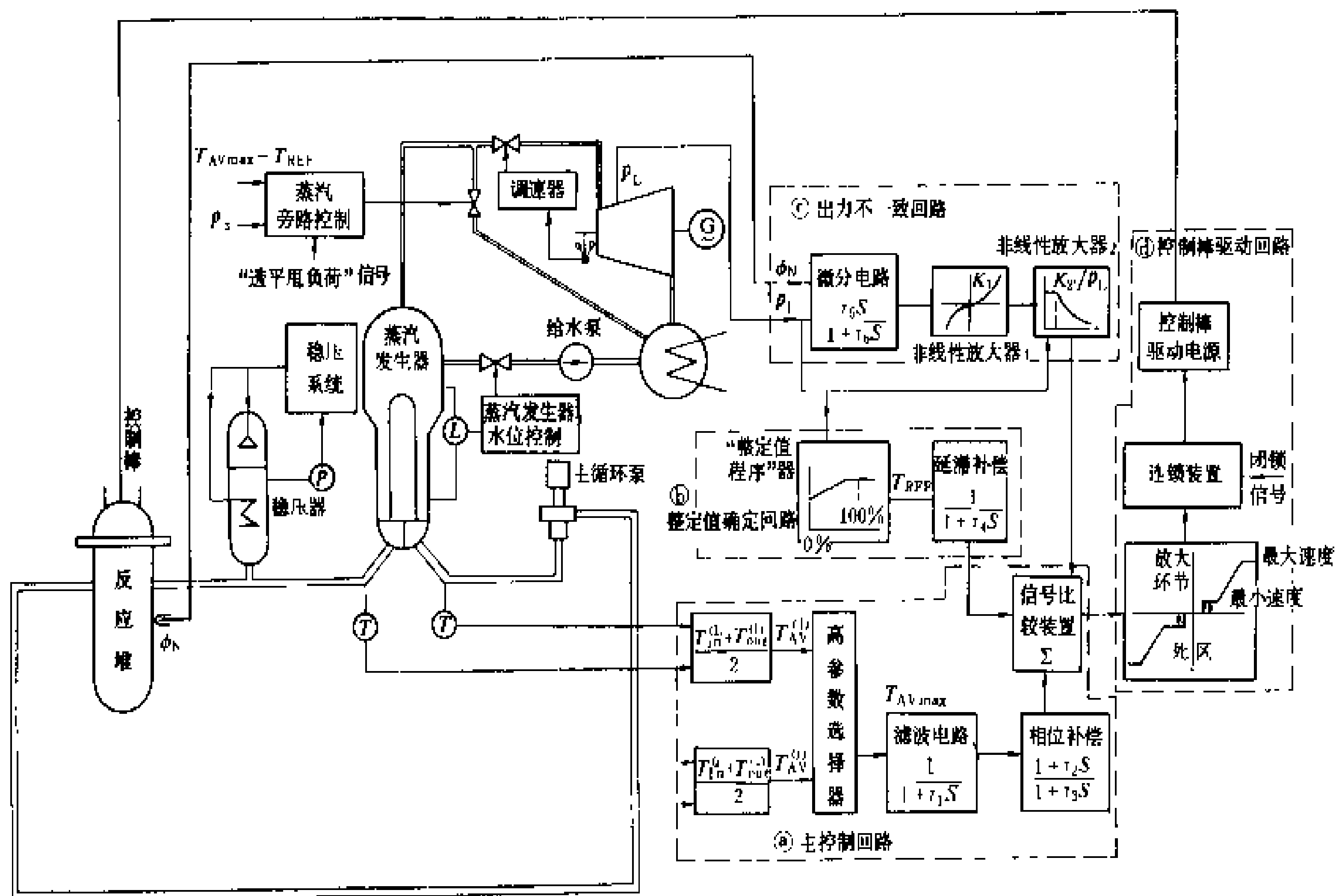


图1 压水堆功率调节系统

$T_{in}^{(1)}, T_{out}^{(1)}, T_{in}^{(i)}, T_{out}^{(i)}$ —冷却剂第1、第*i*回路的进、出堆温度;  $T_{AV}^{(1)}, T_{AV}^{(i)}$ —第1、第*i*回路平均温度;  
 $p_s$ —二回路蒸汽压力;  $\phi_n$ —反应堆中子通量密度;  $T_{AVmax}$ —回路最高平均温度;  $T_{REF}$ —平均温度整定值;  
 $p_L$ —汽轮机第一级后压力;  $L, P, T$ —水位、压力、温度监测仪表



出特性由所选择的调节特性确定。延滞补偿用来使整定值信号产生时滞。当出现微小急剧的负荷波动时,由核电厂的回路热容量来补偿这些负荷波动,没有必要使反应堆功率跟踪这类负荷变化,从而避免控制棒过于频繁地来回调整。

(3)出力不一致回路:输入端引入汽轮机负荷信号及反应堆中子通量密度信号。其偏差反映过渡过程中堆功率和汽轮机出力不平衡情况。采用前馈原理,经微分电路二次放大后,输入信号比较装置,以加速控制系统的响应速度,提高系统的稳定性。第一级非线性放大造成的不平衡量越大,响应速度增加越多。为减少高出力时功率调节系统的超调量,设有第二级非线性放大,其增益随汽轮机出力增加而减少。

(4)控制棒驱动回路:根据信号比较装置的输出信号,动作控制棒。控制棒的动作速度正比于该输出信号的大小,但不能超过最大允许速度。其特性曲线由信号放大环节确定,为了在平衡点附近消除控制棒驱动电机开关线路的强制振荡和自激振荡,特性曲线在零点附近设有不灵敏区和滞后特性。控制棒驱动回路还设有连锁装置,在反应堆运行不正常时或控制系统故障时,禁止提升控制棒。连锁装置还允许转换到手动控制。控制棒驱动电路受停堆断路器矩阵控制,当控制棒驱动电源断开时或接到冗余紧急停堆信号时,功率调节系统的控制棒和其他控制棒一起,自动下落,插入堆芯。

压水堆上共有 30~50 多束控制棒,它们分成若干个控制棒组。在正常运行工况下,大多数控制棒组都处在堆芯上部,仅 1~2 组控制棒组插入堆芯,受功率调节系统控制,进行反应堆功率调节。其中一组工作,一组处于热备用状态。每一组控制棒组又分成两个子组,它们交替移动,以便使每一步移动获得较小的反应性

变化增量。每一子组内的所有控制棒束同时移动。控制棒束的移动速度为每分钟 6~72 步。

轴向功率分布调节 有两种不同的调节方式。

第一种方式为美国 80 年代开发的,其基本原理是将堆芯外长中子电离室测得的轴向功率偏移信号与目标带信号进行比较。轴向功率偏移定义为上、下部电离室电流之差与上、下部电离室电流之和的比值。目标带与反应堆功率、燃耗和氙浓度有关。如果实测的轴向功率偏移超出目标带,则自动驱动化学和容积控制系统进行硼浓度调节。根据控制棒在目标带的上或下,进行注硼或稀释操作,从而将控制棒“赶”回到目标带内,从而保证了轴向功率分布在允许的限值内。

第二种方式为德国 80 年代开发的,它将反应堆功率调节与轴向功率分布调节结合成一体,自动控制硼的浓度,以调整控制棒的棒位,使轴向功率分布处于最佳状态,从而有可能使反应堆的比功率进一步提高。系统的基本原理示于图 2。控制棒束被分为两类:一类称 L 组(即负荷组),占控制棒束的多数,另一类称 D 组(即多普勒组),共 4 组。在满功率稳定运行情况下,L 组控制棒仅插入堆芯 1/10 高度左右。在此位置有较好的功率分布控制能力。D 组控制棒除一组插入堆芯较深外;其他三组与 L 组控制棒插入同样深度。

在负荷缓慢变化(每分钟小于 1%)的情况下,D 组控制棒进行调节,根据需要依次提起或插入堆芯到相应位置。操纵 D 组棒可调节约 30% 的功率。由于 D 组棒对应的是冷却剂硼浓度调节器的输入信号,故通过注入或稀释硼调节,在瞬态过程结束时,D 组棒回复到它们的给定位置。

当负荷变化较快(每分钟大于 1%)时,L 组和 D 组控制棒一起进行调节。由于 L 组棒的位置是 D 组棒的位置定值参数之一,所以当 L 组棒位偏离整定值

时,D 组棒便移动;若一组棒不足以补偿,第二组、第三组、第四组 D 棒相继移动,使 L 组棒返回其给定位置。由于 D 组棒动作比较迅速,因此控制棒位置调整的瞬态过程很快终止。这时,由于温度效应、氙中毒引起的反应性变化将由 D 组棒来补偿。当 D 组棒超出限定的位置时,启动硼控系统进行补偿。由于两组棒都返回到给定的位置上,因此反应堆轴向功率分布得到了调整。

当功率分布变化时,轴向功率分布测量装置给出畸变信号,功率分布控制器给出 L 组棒的设定值,D 组棒便进行调节,通过功率调节

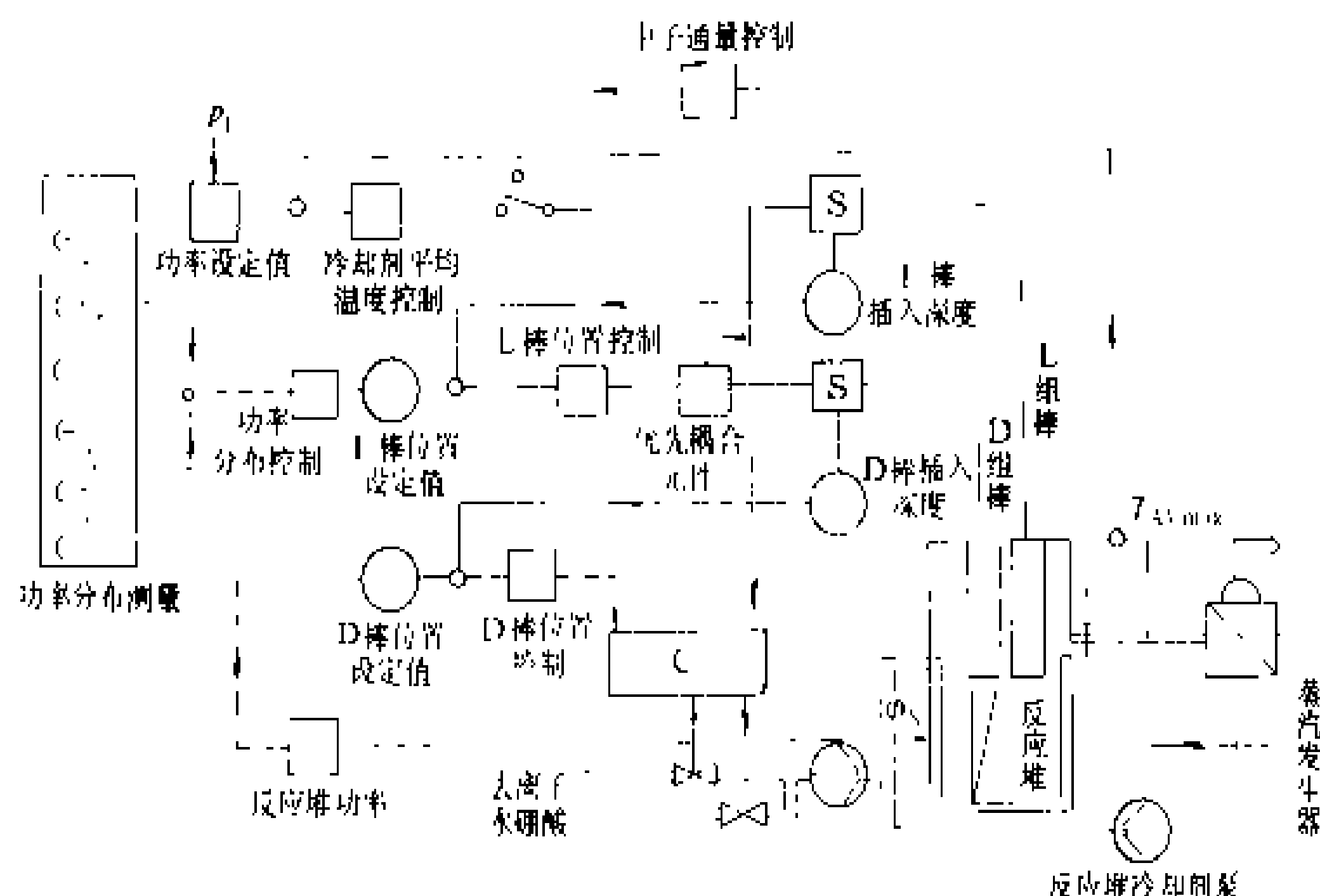


图 2 轴向功率分布调节

$\Phi_N$ —堆中子通量密度;  $p_L$ —高压缸第一级后压力;  $T_{AVmax}$ —回路最高平均温度;  
S—控制棒驱动装置; C—燃耗补偿、D 棒位置及硼酸和去离子水流量控制

系统，使 L 棒移动到允许限值内。

在反应堆启动和停堆期间，对反应堆功率使用中子通量密度信号进行调节。

功率调节系统性能要求 要求典型的功率调节系统在 15%~100% 的功率范围内稳定工作；在出现 ±10% 阶跃负荷变化后，能使核电厂恢复至平衡状态而不导致事故停堆、蒸汽排放或卸压阀动作。当出现每分钟 ±5% 线性负荷变化时，系统有较好的负荷跟踪能力。并且在负荷变化之后，将反应堆冷却剂平均温度维持在调节特性规定的限度内。额定功率的 15% 以下，采用手动控制。

参考书目

Oldekop W. Druckwasserreaktoren für Kernkraftwerke. München: Thiemig, 1979

武田東洋治，加压水形原子力発電所の計測と制御，システムと制御，21 卷 10 期，1977

(叶奇蓁 陆曙东)

yashuidui hedianchang

**压水堆核电厂** (pressurized water reactor nuclear power plant) 以压水反应堆将核裂变能转换为热能，再产生蒸汽发电的电厂。压水堆是以高压欠热水作为慢化剂和冷却剂的反应堆。

压水堆核电厂组成 主要由核岛 (nuclear island, NI)、常规岛 (conventional island, CI) 和电厂配套设施 (balance of plant, BOP) 组成。核岛部分是压水堆核电厂的核心，其作用是生产核蒸汽。它包括反应堆厂房 (安全壳) 和反应堆辅助厂房，以及设置在其内的系统、设备。在核岛中的系统、设备主要有压水堆本体，一次冷却剂系统 (通常又称反应堆冷却剂系统、一回路、主系统)，以及为支持一次冷却剂系统正常运行和保证反应堆安全而设置的辅助系统。这些辅助系统主要有：通常称之为回路辅助系统的化学和容积控制系统、余热排出系统；专设安全设施的安全注射系统、安全壳喷淋系统、安全壳氢复合系统、安全壳通风净化系统、安全壳隔离系统和辅助 (应急) 给水系统；放射性废物处理系统的废气、废液、固体废物处理系统；燃料装卸贮存系统等。压水堆核电厂的常规岛部分的作用是进行电力生产。常规岛主要包括核汽轮机及其厂房和设置在厂房内的二回路等系统，其形式与常规火电厂类似。

核电厂中除核岛和常规岛外的一切建筑物和构筑物以及其他一些系统称为电厂配套设施，见图 1 和图 2。压水堆核电厂的整体布置参见彩图插页第 6 页 16 图。

压水堆堆芯通常有一百几十个至两百余个燃料组件，装在圆筒形压水堆压力容器内。一次冷却剂系统为与压力容器相连接的 2 条、3 条或 4 条并联的封闭环路。每条环路有 1 台蒸汽发生器、1 台或 2 台一次冷却剂泵 (又称主泵)。整个系统设置一台带有安全阀和卸压阀的稳压器，以控制系统压力并提供超压保护。反应堆冷却剂经过起热交换器作用的蒸汽发生器加热二回路水 (见一次冷却剂系统)，使之产生干度为 99.75% 以上的饱和蒸汽或过热度为 25~30℃ 的微过热蒸汽。

二回路和核汽轮机系统与火力发电厂汽轮发电机组及其汽水系统相似，但汽轮机为饱和蒸汽汽轮机，并且设置有 40%~85% 的蒸汽旁路排放系统，以避免电厂甩负荷时一、二回路超压并减少蒸汽向大气排放。此外，还设置有事故动力源和应急水源，以保证安全停堆和排出余热，并保持安全停堆状态。

工作原理 在压水堆内，作为中子慢化剂和一次冷却剂的高温、高压纯水 (通常加硼，以调节反应性) 从燃料组

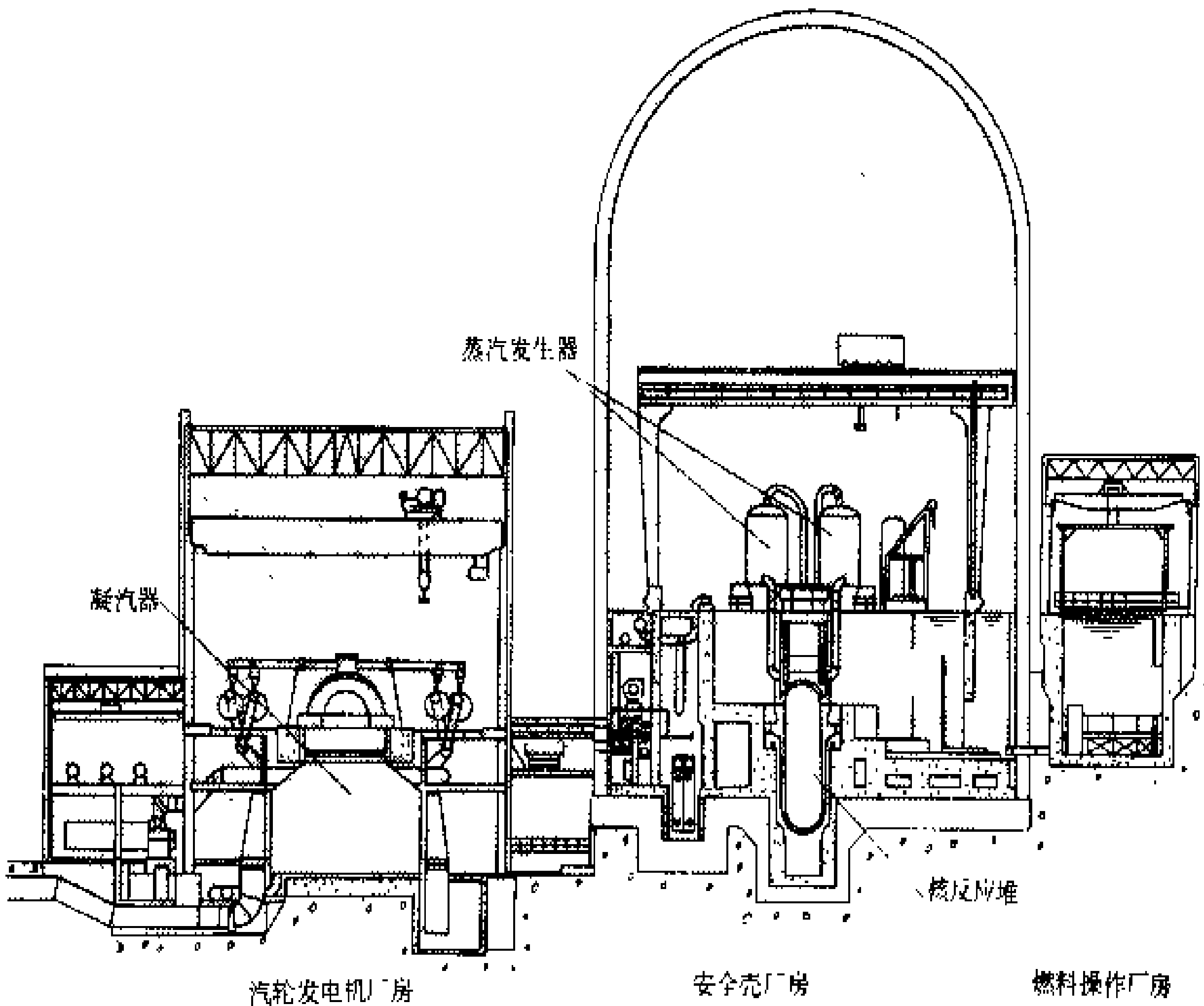


图 1 压水堆核电厂

件中流过,被进一步加热,温度升高 30℃左右,温度升高了的一回路水进入蒸汽发生器,在二回路中便产生蒸汽。一回路水温度降低后,由主泵再打入堆芯,这样在一回路中循环流动。一回路运行压力通常为 15.2~15.5MPa。一回路水在压力容器出口的温度通常比运行压力下的饱和温度低 20℃左右,所以其流动状态为欠热液相流动。

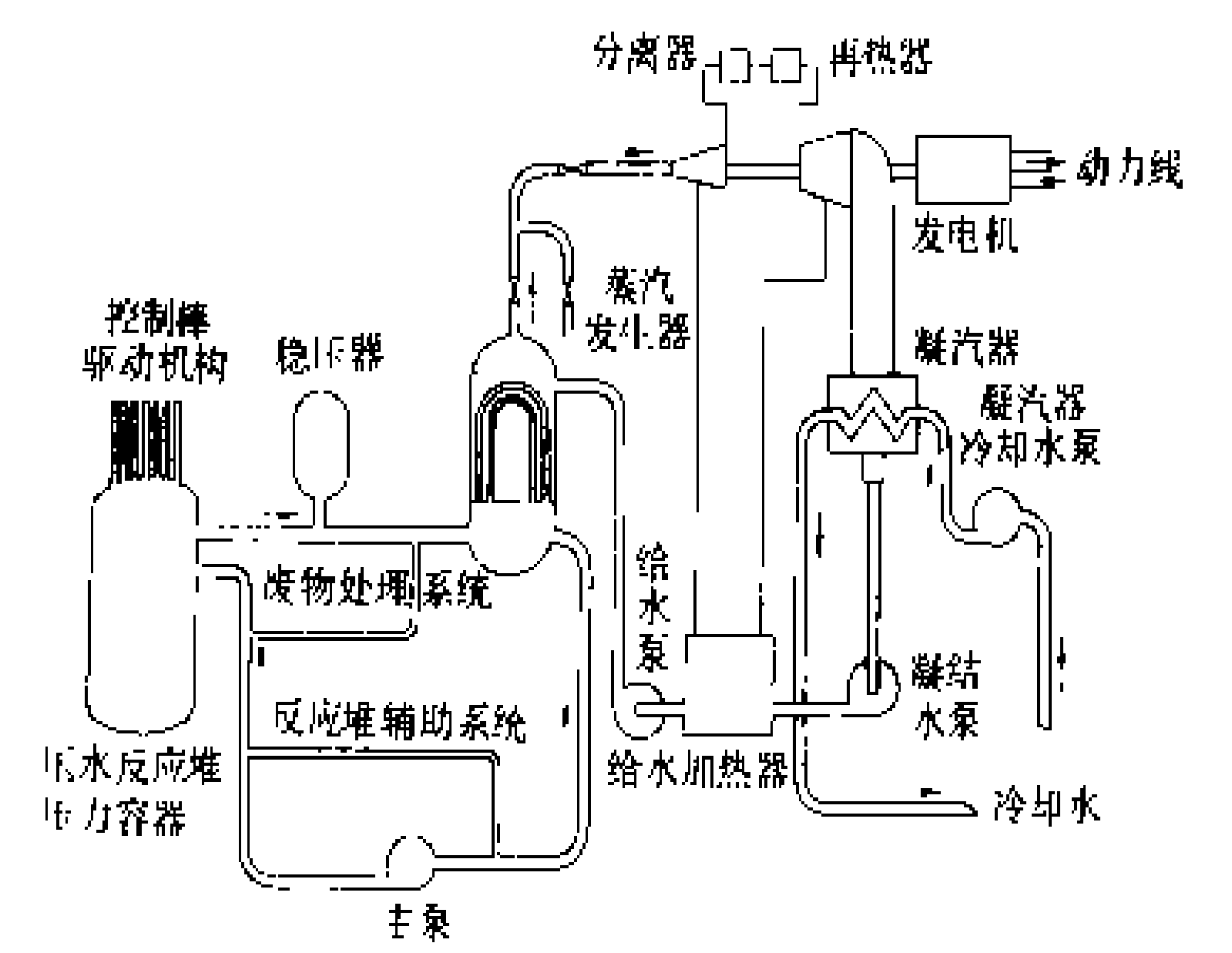


图 2 压水堆核电站系统示意图

从蒸汽发生器出来的蒸汽为干度 99.75%以上的饱和蒸汽或过热度为 25~30℃的微过热蒸汽。蒸汽进入汽轮机膨胀做功,带动发电机发电。

发展简史和现状 1954 年,美国建成第一艘以压水堆为动力源的核潜艇“鳐鱼”(Nautilus)号。1957 年建成电功率 60MW 的希平港(Shipping port)压水

堆核电厂。1961 年美国西屋(Westinghouse)公司建成电功率 175MW 的杨基·罗(Yankee Rowe)压水堆核电厂。60 年代末至 70 年代初,该公司陆续建造了一大批压水堆核电厂,单堆电功率达 1200MW。西欧各国和日本均由该公司引进技术研制压水堆核电厂。其中法国发展甚快,核电容量为世界第二位,1990 年核发电量占全国总发电量的 74.5%。美国巴布科克—威尔考克斯(Babcock & Wilcox, B&W)公司和燃烧工程(Combustion Engineering)公司研制的压力堆,单堆功率达 1300MW,设两条环路,每条环路设一台蒸汽发生器和两台反应堆冷却剂泵。B&W 公司还采用了立式直管(管外)直流蒸汽发生器,产生微过热蒸汽,使电厂效率提高 1.5%左右。

1964 年苏联建成电功率 27.6MW 的新伏龙涅兹(Novo Voronezh)原型压水堆核电厂。以后于 70 年代初建成一批电功率 440MW 的标准设计压水堆核电厂,并向东欧各国出口。80 年代才开始大量建造电功率 1000MW 的压水堆核电厂。

截止 1990 年底,全世界已建成运行的压水堆有 242 座,总电功率 206675MW,占核电厂反应堆总数的 57.2%,总电功率的 63.4%。在建造中的压水堆有 56 座,总电功率 48752MW,占在建的核电厂反应堆总数的 67.5%及总电功率的 74.1%。预计在快中子增殖堆和其他先进堆型成熟以前,压水堆将继续保持其优势。

各发展阶段有代表性的压水堆核电厂主要参数列于表中。

各发展阶段有代表性的压水堆核电厂主要参数表

参数名称	单位	美国 Yankee Rowe	中国 秦山 核电厂	美国 San Onofre	日本 美滨 二号	联邦德国 Stade	中国 大亚湾 核电厂	法国 Saint Alban I
设计电功率	MW	185	310	456	500	662	900	1348
设计热功率	MW	600	1035	1347	1456	1892	2895	3817
环路数		4	2	3	2	4	3	4
每环路冷却剂流量	t/h	4756	12000	11794	12240	11000	16754	16420
一回路运行压力	MPa	13.8	15.2	14.4	15.4	15.5	15.2	15.5
冷却剂进口温度	℃	268	287.9	289	289	284.6	292.4	293.0
冷却剂出口温度	℃	293	316.1	320	320	311.1	327.6	328.4
二回路蒸汽压力	MPa	3.4	5.5	4.9	5.3	5.0	6.6	6.8
二回路蒸汽温度	℃	243	270	260	269	265	282	285.3
汽轮机转速	r/min	1800	3000	1800	1800	1500	3000	1500
堆芯当量直径	m	1.9	2.40	2.82	2.47	2.99	3.20	3.37
堆芯高度	m	2.3	2.90	3.05	3.66	3.05	3.66	4.25
平均功率密度	kW/L	92.8	73.5	70.4	84.0	85.6	109.0	103.9
燃料装量	t	17.5	40.7	58.1	48.0	56.0	72.4	103.9
铀-235 富集度	%	3.7	3.4	4.0	2.9	3.29	3.04	3.16
设计燃耗	MW·d/t	11300	30000	31000	23500	32500	33000	33000
燃料组件数		76	121	157	121	157	157	193

续表

参数名称	单位	美国 Yankee Rowe	中国 秦山 核电厂	美国 San Onofre	日本 美滨 二号	联邦德国 Stade	中国 大亚湾 核电厂	法国 Saint Alban I
燃料棒外径	mm	9.27	10.0	10.7	10.7	9.5	9.5	13.5
包壳壁厚	mm	0.6	0.7	0.72	0.72	0.57	0.57	0.57
燃料棒线功率密度	kW/m	14.4	14.5	16.7	17.9	16.7	18.6	17.5
反应堆容器直径	m	2.77	3.73	3.61	3.30	4.40	4.39	4.40
反应堆容器高度	m	9.90	10.7	11.2	11.9	12.5	13.2	13.6
投入运行年份		1961	1991	1968	1970	1972	1994	1985

目前,美国正在设计一种简单、安全、经济的新型压水堆核电系统,这就是西屋公司设计的先进非能动压水堆(AP600)核电系统。其主导设计思想是:简化一次冷却剂系统;应用自然规律的简化核电系统;简化核电系统布置和最优化模块建造。与相同功率的传统压水堆核电系统相比,该设计的核岛部分节省60%的阀门、75%的管道、80%的控制电缆、35%的泵、50%的抗地震建筑物;该设计还使堆芯功率密度降低,从而加大堆芯部件的安全裕度和增长换料周期;该设计尽量采用非能动安全系统,如在安全壳顶部设置巨大的重力注射水箱(约 $1.9\times 10^3\text{m}^3$ ),在一次冷却剂系统发生泄漏或大失水事故时,可依靠重力作用自行补水,无需操纵人员动作。这种非能动安全系统是“自然”的,它是通过利用重力、压力、温度的作用来实现其功能的,所以是非能动的。这类系统使压水堆核电厂将具有更大的安全性。(见先进核电厂)

**特点** 压水堆核电厂有四道放射性屏障以防止放射性物质向环境释放:①核燃料为烧结二氧化铀芯块,95%以上的裂变产物被包容在芯块内,不会释放出来;②燃料芯块封装在锆合金包壳管内,密封的包壳把裂变产物封闭在燃料棒内;③包壳破损时,反应堆冷却剂系统压力边界把放射性物质封闭在其系统内;④压力边界破损时,安全壳结构把放射性物质封闭在安全壳内。

压水堆核电厂正常运行时,向环境排放的放射性低于火电厂煤灰中的放射性,并且根本不产生二氧化硫、氧化氮等有害气体。与气冷堆、重水堆、沸水堆等其他堆型比较,压水堆具有功率密度高、结构紧凑、安全易控、技术成熟、造价和发电成本低等优点,因此成为世界上核电厂中最广泛采用的堆型。

(朱文煜)

yashuidui kongzhi

**压水堆控制** (control of PWR) 使压水堆的状态参数维持在运行工况的规定范围内,或改变压水堆的状态参数使其达到给定范围的技术。

压水堆控制主要有:①反应性控制和功率分布控制;②功率调节;③一回路系统(见一次冷却剂系统)压力控制;④稳压器水位控制;⑤蒸汽发生器水位控制;⑥蒸汽排放控制。

**反应性控制和功率分布控制** 压水堆的快速变化反应性控制主要通过改变控制棒在堆芯中的位置来实现,控制组件由16根(15×15排列的燃料组件)或24根(17×17排列的燃料组件)控制棒组成,控制棒上端固定在星型架上,为圆柱形棒,内装银—铟—镉材料的中子吸收体,插在燃料组件的控制棒导向管内。对于燃耗和氙中毒引起的缓慢的反应性变化,通过改变冷却剂中的硼浓度来补偿。硼浓度控制系统通过注入硼酸或注入无离子水来调节冷却剂中的硼浓度。通过手动或自动改变控制棒在堆芯中的位置,以及冷却剂中的硼浓度,来控制堆内的功率分布,以展平堆芯径向的功率分布,并消除轴向的功率畸变。

**功率调节** 见压水堆功率调节系统。

**一回路系统压力控制** 借助稳压器的加热器(在水区内)或喷雾器(在蒸汽区内),以保持稳压器压力在规定范围内。采用四种方法控制稳压器的压力,见图1。

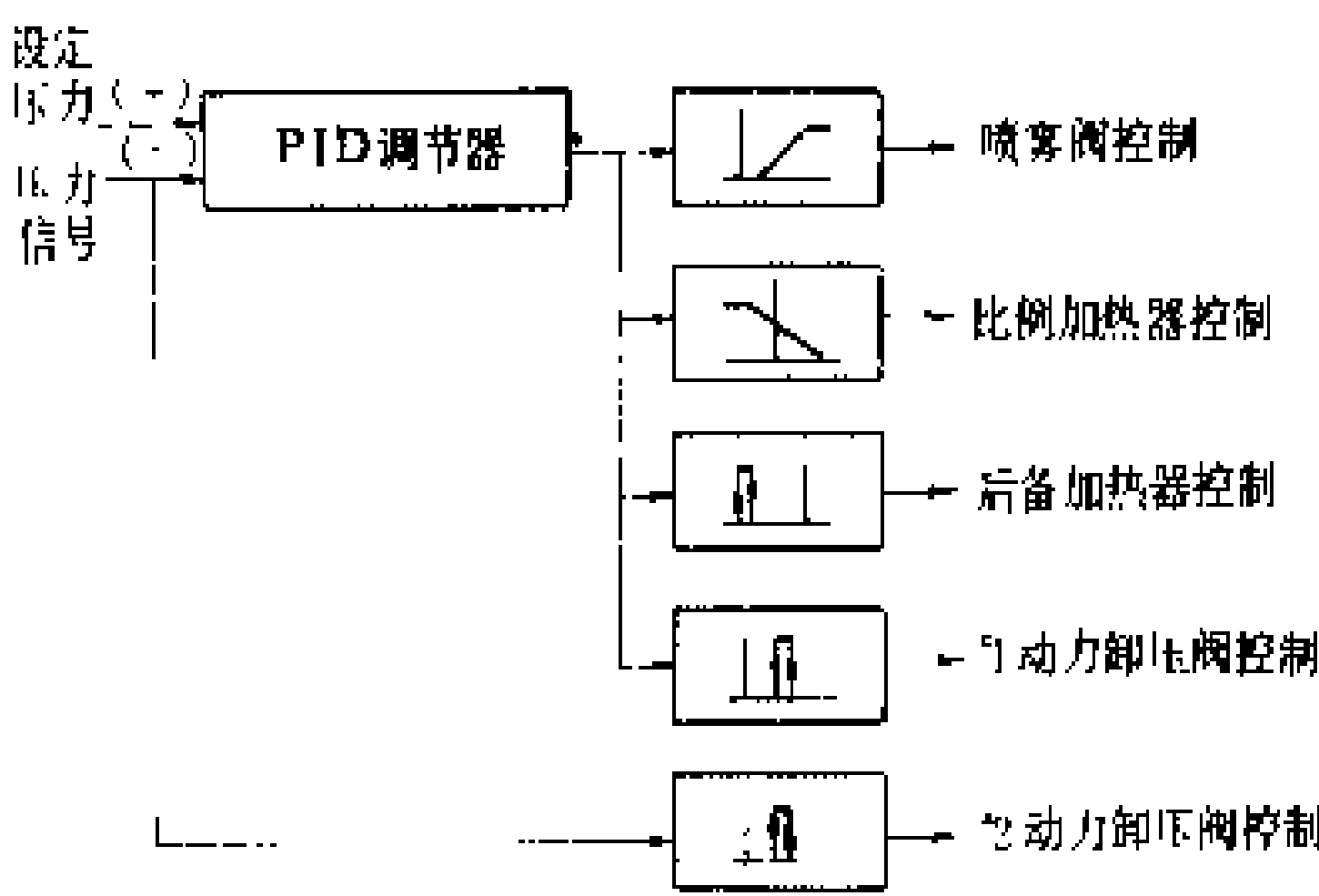


图1 一回路压力控制系统

浸入式电加热器装在靠近稳压器的底部,由比例加热器和后备加热器两部分组成,正常运行时,比例加热器用来控制由于参数波动,以及热损失引起的小量压力变化。当压力信号过低时,后备加热器就通电投入

工作,在稳压器内产生更多的蒸汽,从而使压力迅速上升。在稳压器顶部设有喷嘴,引入一回路冷段主泵出口的高压水,当压力信号过高时,通过控制喷雾阀调节喷雾流量,喷雾使蒸汽冷凝,从而使稳压器压力下降。另还设有两个动力卸压阀,在大的负荷降低的瞬变过程中,压力增加过大时,依次打开卸压阀,将稳压器内多余蒸汽排至卸压箱,使压力迅速下降。如果发生完全失去负荷而又没有停堆且蒸汽排放系统没有动作,则稳压器安全阀自动打开,以限制一回路压力过高。(见一回路卸压设备)

**稳压器水位控制** 反应堆冷却剂系统内的水容量,即稳压器水位是靠化学和容积控制系统(CVCS)来保持的。在核电厂正常运行期间,稳压器水位通过调节上充流量来控制。至少要有一台上充泵连续地运转,以平衡进入化学和容积控制系统进行净化处理的下泄流量。

稳压器水位控制系统有自动、手动两种工作方式,可相互切换,见图2。稳压器水位被设定为冷却剂平均温度的函数,它随着反应堆功率增长而增高,这是由于从低功率升至满功率,一次冷却剂平均温度升高引起冷却剂膨胀的结果。程序设定的水位被设计成尽可能地同由于冷却剂平均温度变化所引起的水位变化相一致,使控制系统处在最佳的工作状态。控制系统的输出信号操纵上充流量调节阀,以调节上充流量。

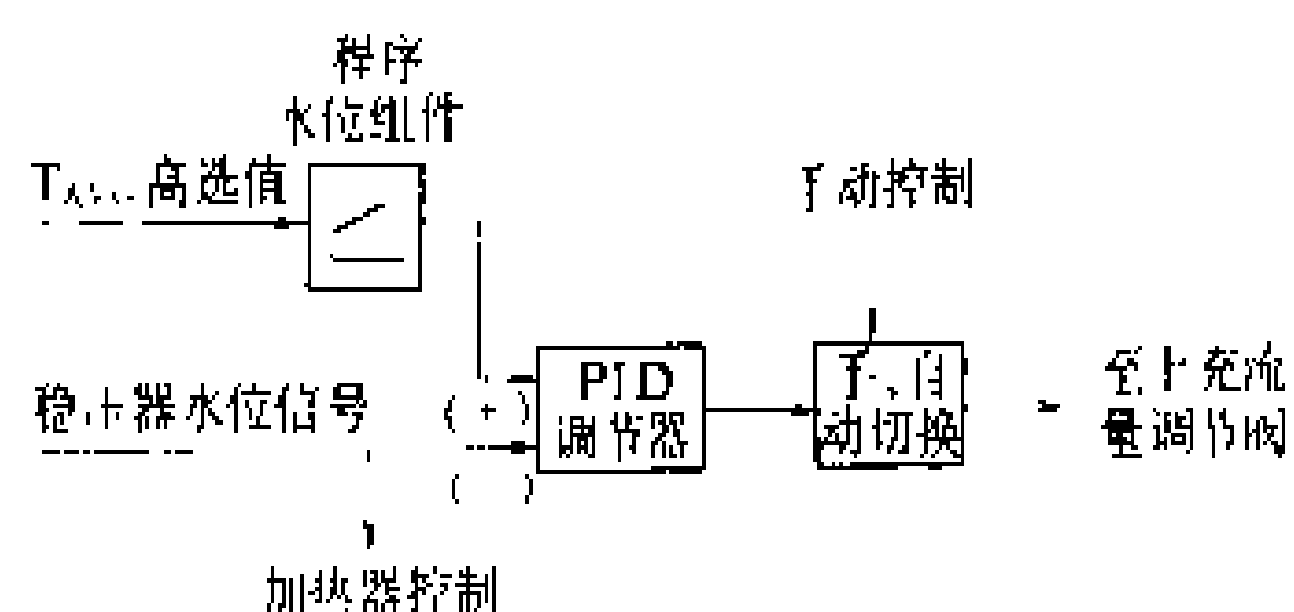


图2 稳压器水位控制系统

在反应堆启动和停闭期间,手动调节稳压器的水位。在主控制室内应设置相应的仪表指示和手动操纵装置。

**蒸汽发生器水位控制** 系统的基本功能是调节进入蒸汽发生器二次侧的给水流量,使得在正常运行工况下蒸汽发生器的水位保持在规定范围内,即程序水位,并在电厂正常瞬态期间补偿由于温度变化引起的二次侧水体积收缩或膨胀,以及蒸汽出力变化造成的水位变化,防止不希望的反应堆事故停闭和汽轮机事故停机。

系统由两个分系统组成:给水泵速度调节系统和蒸汽发生器给水调节系统。

(1) 给水泵速度调节:设置给水泵速度调节系统,用于调节汽动给水泵的转速,使蒸汽母管和给水泵出口母管间的压差保持为规定的程序设定压差。电动给

水泵则通过液力耦合器调节给水泵的转速。这样做的好处是当电厂在低功率运行时降低所需的泵送功率并降低对给水阀设计的要求。

(2) 蒸汽发生器给水调节:一般由一个三冲量(给水流量、蒸汽流量和蒸汽发生器水位)调节器和一个单冲量(蒸汽发生器水位)调节器,以及两个给水调节阀(主给水调节阀和旁路给水调节阀)组成给水调节系统,见图3。

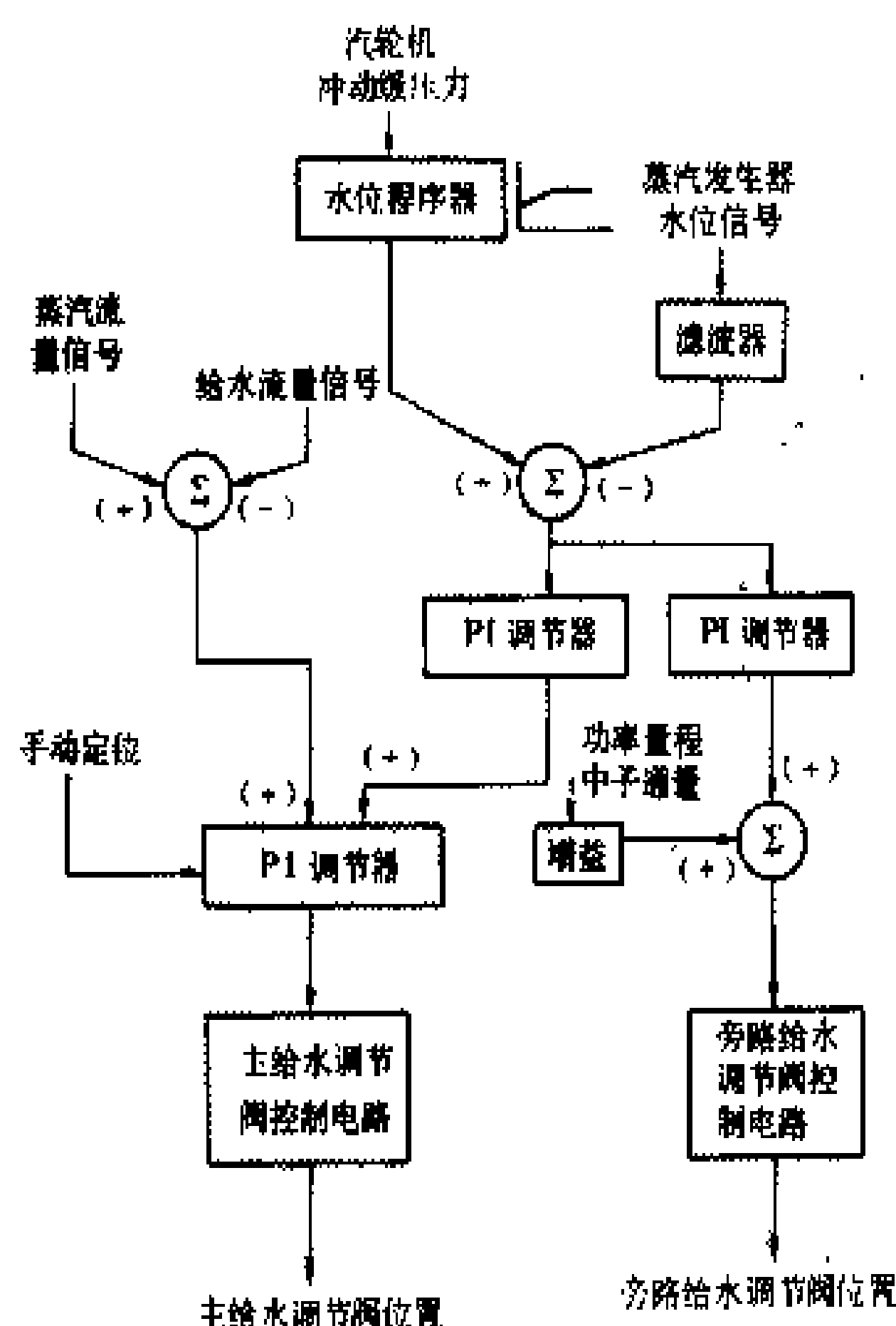


图3 蒸汽发生器给水调节系统

当负荷在0~20%之间时,给水流量由旁路给水调节阀调节,其开度由单冲量调节器输出信号控制,功率量程中子通量密度信号作动态补偿,调整系统的增益。当负荷高于20%时,给水流量由主给水调节阀调节,其开度由三冲量调节器输出信号控制。两个调节器之间的切换是自动的。蒸汽发生器的设定水位是负荷的函数。当负荷在0~20%之间时,程序水位随负荷增加而增加;当负荷高于20%时,水位恒定。

在事故停堆和停机之后,要求连续对蒸汽发生器供以给水,以保证核蒸汽供应系统余热的导出。当冷却剂平均温度低于给定值或蒸汽发生器水位升至给定值时,超越控制信号就关闭主给水调节阀,此后它就处于手动控制之下。手动超越控制在所有时间都有效。

**蒸汽排放控制** 蒸汽排放系统的作用是在汽轮机负荷突然大幅度减少之后,有控制地将蒸汽直接排放至凝汽器,从而在蒸汽发生器上保持一个人工的负荷以减小反应堆冷却剂系统的瞬态变化。随后,控制棒系统,包括反应堆功率调节系统和自动降功率系统,把反应堆的功率降低到一个新的平衡值,而不引起出现超

温度或超压力的事故停堆。本系统也可用于在热停堆和冷停堆过程中排出反应堆的余热、进行核电厂冷却,以及在反应堆启动时排出多余蒸汽,使核电厂处于平衡无负荷状态。

系统有两个子系统:蒸汽旁路排放控制系统和大气释放控制系统。

(1)蒸汽旁路排放控制:蒸汽旁路排放控制系统一般由8~12个蒸汽排放阀、控制器和双稳态触发电路组成,见图4。当汽轮机发生超过10%以上的甩负荷时,根据环路平均温度最大值与参考平均温度的差值,通过双稳态触发电路使蒸汽排放阀依次快速打开,或通过甩负荷控制器使蒸汽排放阀依次按比例地开启。控制棒系统动作后,随着反应堆功率逐步降低,一次冷却剂平均温度不断下降,偏差信号愈来愈小,蒸汽排放阀便依次逐渐关闭。待反应堆功率和汽轮机负荷重新匹配时,一次冷却剂平均温度达到新的参考平均温度值时,蒸汽排放阀全部关闭,甩负荷过程即告终止。蒸汽排放阀的排放容量视核电厂甩负荷适应能力而定,一般为40%~85%额定蒸汽流量。蒸汽排放阀的快速开启时间为3s。为避免小负荷扰动时蒸汽排放阀动作,设有排放闭锁和甩负荷探测电路。探测汽轮机冲动级压力的变化率,来判断汽机负荷减少的速率。若降负荷速率超过10%阶跃变化或每分钟5%线性变化,则

解除闭锁。当测得反应堆停闭信号后,由停堆(排放)控制器代替甩负荷(排放)控制器工作。

在反应堆启动和热停堆期间,采用蒸汽母管压力控制方式,压力整定值可手动调整,以操纵蒸汽排放。

(2)大气释放控制:设有若干个安全阀,在核电厂起、停过程中,当凝汽器尚未投入工作或不能使用时,或旁路排放能力低于甩负荷量时,安全阀投入工作。通过向大气排放,保持蒸汽压力在规定的限值以内。安全阀排放容量一般为额定蒸汽流量的10%~15%。向大气排放是蒸汽压力控制的最后措施,属安全级。

(陆曙东)

yashuidui yali rongqi

压水堆压力容器 (PWR pressure vessel)

包容核燃料、反应性控制部件、堆内构件和反应堆冷却剂的钢制承压容器,是一次冷却剂系统的重要设备。反应堆运行时,堆内核燃料释放出的热量,由一次冷却剂导出压水堆压力容器。压水堆压力容器在高温高压和经受中子辐照的情况下,在反应堆30~40年寿期内,应能安全地工作。压水堆压力容器是核电厂中的重型设备,其外形尺寸较大,质量较大。如,对于电功率1000MW的核电厂,其高约13m,内径4~5m,壁厚24cm,质量约400~500t。因此,其加工制造技术难度大,制造周期为1.5~2年。

结构 压水堆压力容器由筒体、顶盖、接管、O形环以及螺栓螺母等部件组成。压水堆压力容器采用锰一铝一镍系列低合金钢作母材(见反应堆压力容器材料),内壁和冷却剂接触处均堆焊6~8mm厚的不锈钢或镍基合金衬里(见图)。筒体由身段以及法兰一接管

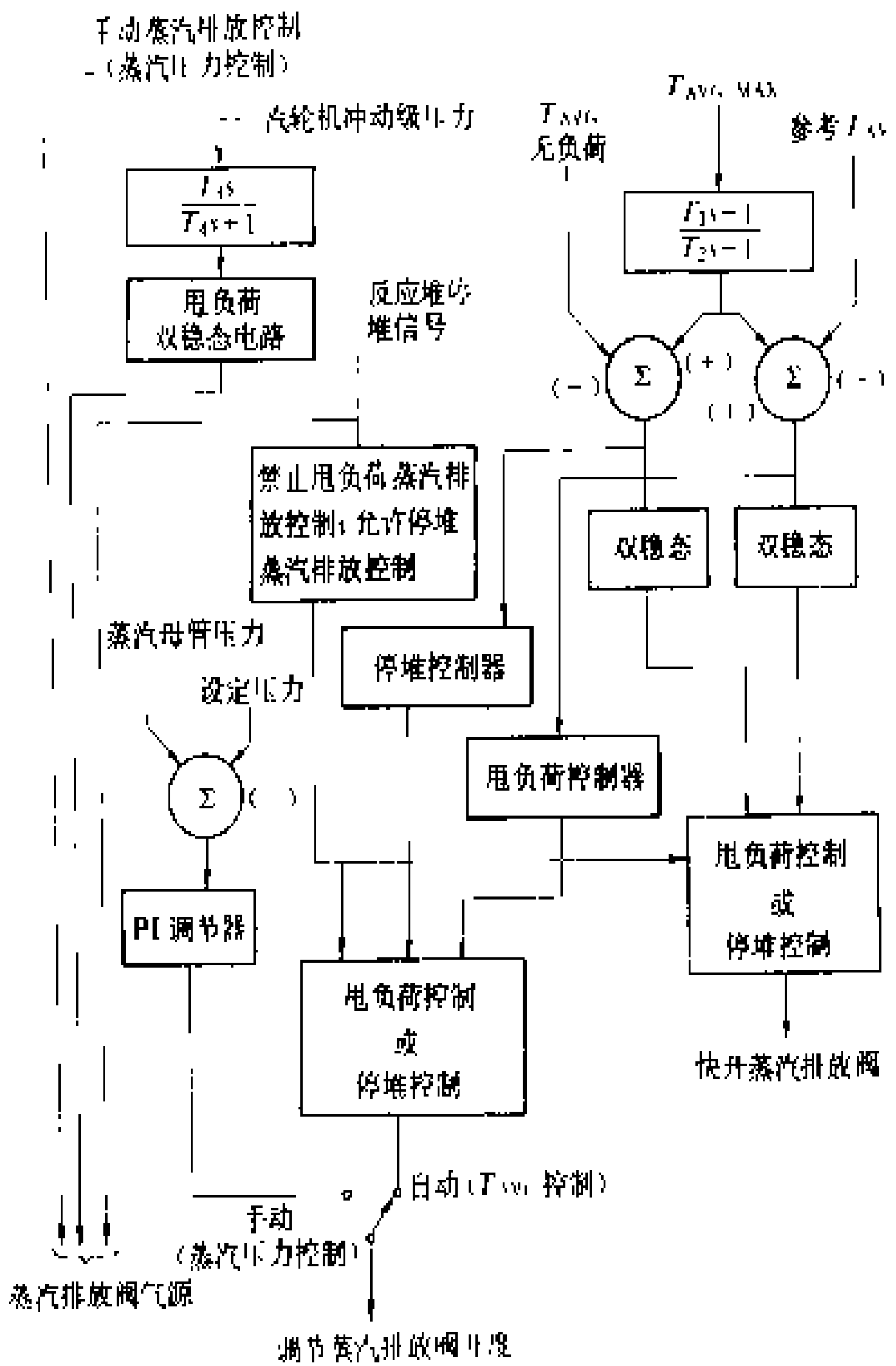
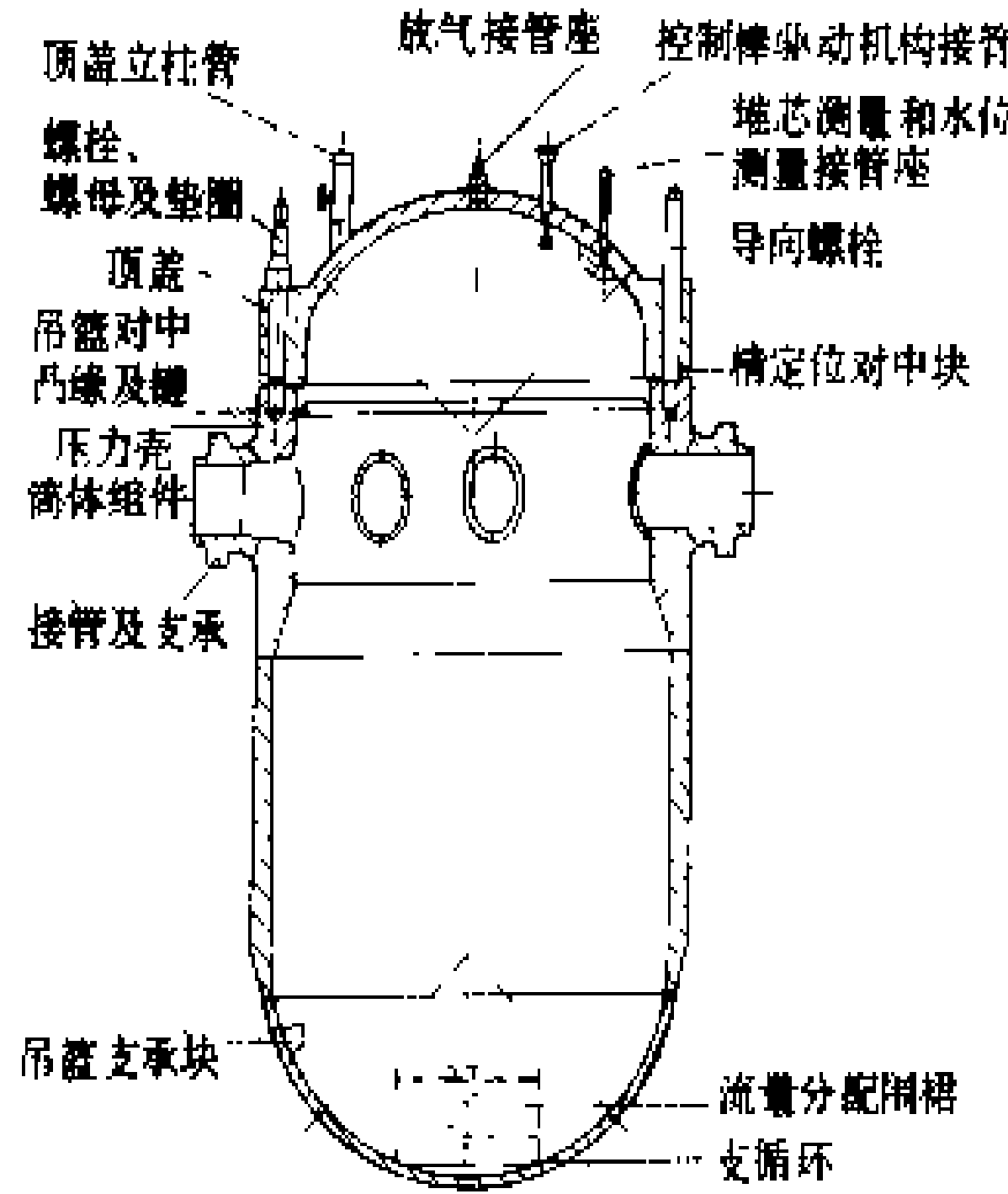


图4 蒸汽旁路排放控制系统



反应堆压力容器

段焊接组成,底封头呈球碟形。在容器底封头设置中子

通量密度测量管的接管座;也有不设在底封头的结构。对筒身段,采用钢板卷焊或整体锻制的加工制造方法,整体锻制方法可避免壳体上出现纵向焊缝,并使上下二端的环缝远离堆芯,从而减少对筒身段焊缝的辐照。在筒身段内壁下方焊有4个吊篮支承块,起防止吊篮转动和对中定位作用。堆芯冷却剂的进出口接管与压水堆压力容器筒体的法兰接管段焊接。接管一般位于同一平面且高于堆芯,这样,在发生失水事故时,堆芯仍能被硼水淹没。在筒体法兰上开有一定数量的螺孔和设置定位键,用于筒体法兰与顶盖法兰间的连接和定位。顶盖为球碟形,顶盖上设有控制棒驱动机构、堆芯测量、水位测量和放气管的接管座。接管的一端通过螺纹或冷装方式嵌入封头孔中,然后再在封头内壁用镍基合金焊封。顶盖外壁焊有3个立柱管式吊耳,用于顶盖的吊装。顶盖法兰内表面和筒体法兰连接处,设两道O形环(其间设有泄漏监督孔道),拧紧螺栓,顶盖和筒体法兰密封。

附属设备 包括①辐照监督管:用于监督整个寿期内反应堆压力容器材料和焊缝(包括焊缝金属及热影响区)的辐照脆化倾向的装置。一般设6~8根,位置紧靠吊篮外壁。装置内设压力容器母材及焊缝金属的力学试样以及测温元件和快中子通量密度探测片等。②螺栓拉伸器:使反应堆压力容器的螺栓均匀拧紧或松开的专用设备。③支承件:用于按规定的位置,将反应堆压力容器支承在反应堆厂房建筑物构件上的部件。压力容器的接管或压力容器筒身外壁上焊接的支座都是用于支承的连接件。④保温层:用于减少反应堆压力容器散热损失的部件。压水堆压力容器的筒身和底封头保温层为不锈钢箱制的反射式保温层;顶盖和接管一般采用矿物保温材料。

在役检查 核电厂服役期间,需进行定期检查,以确保压水堆压力容器是在其具有完整性和可靠性的情况下工作的。检查的间隔从初始启动3年后为第一次,以后隔7年和再隔13年各检查一次。也有每隔10年进行一次检查的。检查主要着重于焊缝、堆焊层、密封面和螺栓等重要部位。采用专用设备进行检查。查出的缺陷按规定标准进行评定,若缺陷超过允许值可以进行修理。迄今为止,在对已运行的核电厂在役检查中,尚未发现压力容器有严重的缺陷,但压力容器的不锈钢堆焊层出现裂纹的现象时有发生,如美国杨基·罗·塞科亚核电厂就出现这种缺陷,原因是奥氏体堆焊层析出马氏体相和 $\delta$ 铁素体含量不足,从而引起应力腐蚀和腐蚀疲劳裂纹。在役检查还常发现压力容器的主螺栓有裂纹的现象,但以上这些缺陷允许修理和更换零件。压力容器经修复后仍可使用。

(潘系人)

yashuidui yici lengqueji beng

**压水堆一次冷却剂泵** (PWR primary coolant pump)

用于使一次(反应堆)冷却剂在一回路各环路中循环,以使堆芯热量能传输至蒸汽发生器二回路侧的设备,亦称主泵。每条环路设一台或两台主泵。

由于反应堆冷却剂有较强的放射性,所以主泵的主要特点为泄漏受到控制。还由于在主泵失去电源时,要求在尽可能长的时间维持一定流量,以冷却堆芯,所以主泵的另一特点为带有厚重飞轮,以增加转子的转动惯量。

**结构** 主泵组通常为立式、单级、离心式水泵,由交流感应电动机驱动。按飞轮和推力轴承位置、联轴器型式以及导轴承数目等结构细节,大致可分为两类结构型式:①三轴承泵组。以美国西屋(Westinghouse)公司产品为代表(见图)。苏联BBEP1000MW核电厂所用的PLH-195型有相似的结构。飞轮设置在电动机顶部。主推力轴承与上部导轴承合成一体,布置在电动机上部。电动机下部也有一导轴承。另一水润滑石墨导轴承位于泵壳内叶轮上方。泵轴与电动机轴用刚性联轴器连接,结构紧凑,泵组总高约8m,轴线对中要求较严。②五轴承泵组。以联邦德国KSB(KSB AKTIENGESELLSCHAFT)公司产品为代表。推力轴承在电动机与水泵之间。泵轴与传动轴用端面齿轮连接,电动机轴与传动轴用鼓形齿轮挠性联轴器连接。共有五个导轴承,电动机两端和推力轴承两侧各有一油润滑导轴承,另一个水润滑石墨导轴承位于泵壳内叶轮上方。泵组总高为9~10m。

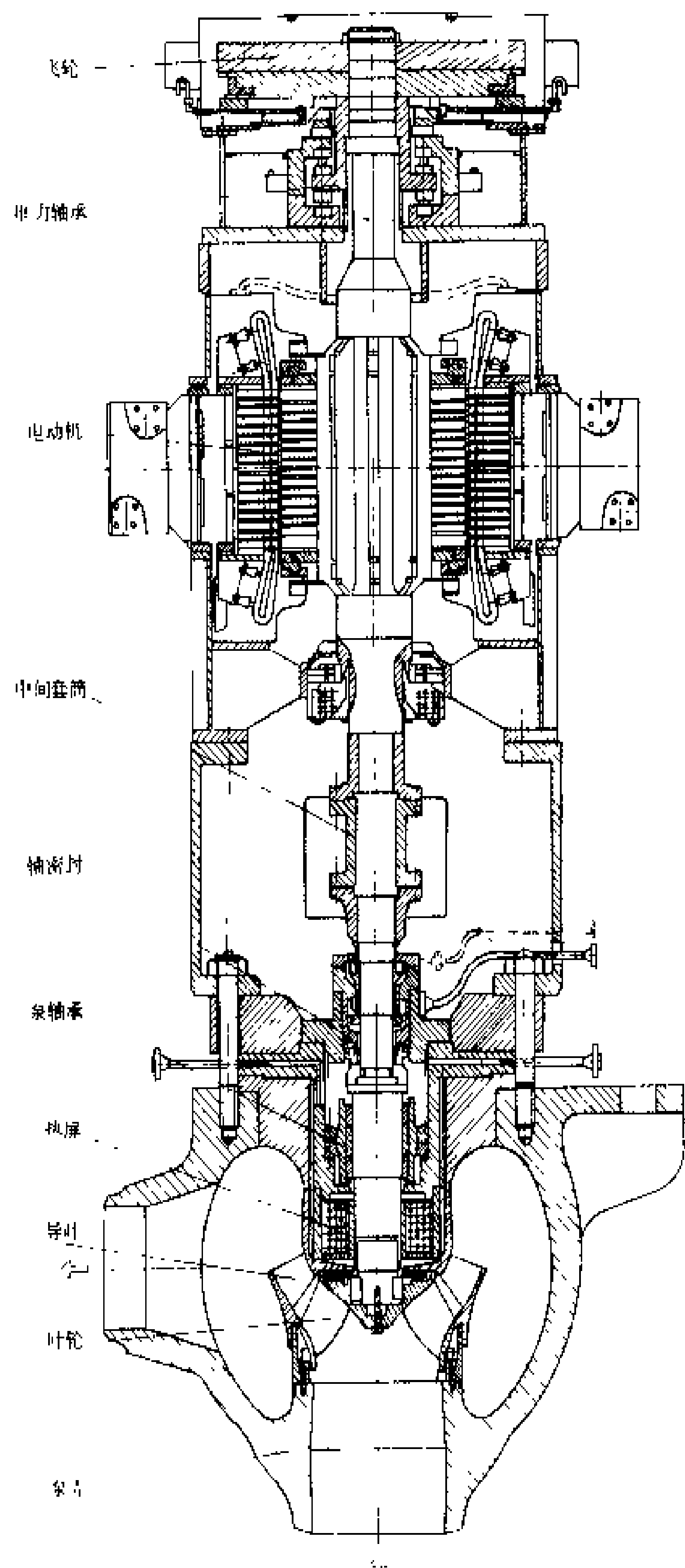
**主要部件** 主泵的主要部件包括轴密封、飞轮、推力轴承、叶轮和导叶轮、泵壳、转轴和电动机等。

**轴密封** 是主泵最关键的部件,其设计和制造难度较大。目前常用型式为控制泄漏、非接触式机械密封。基本原理是在动环和静环两个端面之间引入密封介质,形成一层几微米厚的液膜,起润滑和冷却作用。按结构细节又分为静压密封和动压密封。前者通常为凹槽式,后者是在摩擦副的端面上开润滑槽(通常为半圆形),介质进入槽内后,再利用旋转产生的流体楔的动压作用,挤入端面之间,形成液膜。

为了在动环和静环之间建立全液体摩擦,接触端面要求有很高的光洁度和严格控制形位公差,并适当选择物理性能和机械性能好的材料。常用材料有石墨、碳化钨、碳化硅、氮化硅、氧化铝等。此外,运行时要控制轴密封注入水的水质,特别是水中所含颗粒的直径,通常在注入水管线上设置超细过滤器,能滤去5~10 $\mu$ m的颗粒物质。

一组轴密封通常为三级。典型组合为:以第一级为主密封,承受大部或全部压力,泄漏量大;第二级为安

全密封,在第一级失效时可短时承受系统运行全压力;第三级亦为安全密封,工作压差低,泄漏量小,有时用接触密封。但联邦德国 KSB 公司产品采用三级动压密封,在第一级和第二级用毛细管控制压力分配,第三级用节流孔板控制压降,经控制后三级密封之间的压力分配为 40%、40%、20%。



压水堆一次冷却剂泵三轴承泵组结构剖面图

轴密封的结构设计要经试验验证。通常用全尺寸试验件(例如,动静环有效直径 254mm),在试验台架上以正常工作压力、温度和注入水条件作长时间试验运行,测定泄漏量、振动等数据,还要在改变注入水温度、压力等情况下进行试验。试验时间要超过轴密封的设计寿期(例如两年)。试验完毕后,将试验件解体,检

查动环和静环的接触面和变形情况。

正常运行时,由化学和容积控制系统的上充泵提供温度约 50℃、每台流量约 2m<sup>3</sup>/h 的轴密封注入水。它进入密封壳后分为近似相等的两股水流:一股向下流入泵体,与冷却剂混合;另一股经第一级和第二级密封后分别引入容积控制箱和冷却剂疏排水箱。第三级密封另有单独的注入水,亦分为两股:一股与第二级密封引漏水混合;另一股经第三级密封后引向疏排水箱或安全壳内。正常注入水发生故障时,泵内的冷却剂经过装在泵盖上的热屏冷却器或装在泵外的高压冷却器冷却后作为密封注入水,这些冷却器由设备冷却水系统持续供水。

**飞轮** 主泵断电时,飞轮惯量使主泵转子惰走较长时间,从而使整个转动部件的惯量能在一定时间内提供适当的流量,通常要求在 30s 内流量不小于 50%。以 1000MW 核电厂主泵为例,飞轮质量约 5t,转动惯量在 1800kg·m<sup>2</sup> 左右。飞轮材料为低合金钢,要求有较高的强度和冲击韧性。KSB 泵组的飞轮衬套与轴的接合面呈倒锥形,以过盈配合方式安装在轴上。泵组超速时,飞轮的离心力大于装配应力,使飞轮从轴上自行落下,避免由超应力引起破裂而产生飞射物。

**推力轴承** 正常运行时,轴密封两侧压差产生的向上推力远大于叶轮两侧的向下推力,故用双向推力轴承,其主推力面为推力盘的上表面。正常运行时向上推力为 400~500kN,只有在系统压力低于工作压力 40% 左右时才承受向下推力。结构通常为米歇尔(Michell)型可倾式瓦块,瓦块数通常为质数(例如 7、11)。由相对运动产生的润滑剂楔入作用使瓦块微倾,从而使轴承中的摩擦系数及耗功很低。在起动或停泵时,由顶油泵将油注入推力轴瓦,以防发生干摩擦。

**叶轮和导叶轮** 叶轮通常为单级、双向扭曲叶片、混流式。导叶轮通常为半分式,用螺钉固定在泵壳内,以减小泵壳法兰及开口尺寸。叶轮和导叶轮的叶片宜互为不可通约数。材料通常为低碳马氏体不锈钢铸件,含铬约 13%,含镍约 4%,并限制含钴量以减少活化产物。

**泵壳** 形状通常为准球形或蜗壳形。材料可以是奥氏体不锈钢或低合金钢内表面堆焊奥氏体不锈钢。结构可以是分片拼接或整体锻造。

**转轴** 泵轴与电动机轴一般均为刚性轴,即第一临界转速超过额定转速的 130%。泵轴材料用与叶轮相同成分的钢锻件,以免热膨胀系数不同而产生热应力。轴表面镀硬铬,可避免装拆转子部件时擦伤轴表面,并对水润滑石墨轴承有较好的耐磨性能。

西屋公司的三轴承泵组在泵轴与电动机轴之间设中间短轴,以便维修轴密封时不必移动电动机。KSB



公司的五轴承泵组在电动机轴与传动轴之间的鼓形齿轮联轴器内有足够的间距，可以用液压油缸将整个推力轴承部件顶起，装拆更为方便。

**电动机** 为常规交流感应电动机，但在安全保护方面有特殊要求，主要有①防逆转机构：当几条环路中有一条环路的主泵断电时，该环路内冷却剂会倒流使该主泵逆转。逆转会使主泵某些部件受损伤，并造成再起困难。此时由防逆转机构将该主泵转子卡住。正常运行时，离心力使机构的动部件与静部件保持一定间隙，互不接触。②卡转子保护器：主泵泵组正常运行中由于机械故障将转子卡住而使电动机停转时，保护器在5s内切断电动机电源。③惯性惰转：全厂断电时，主泵电动机与主发电机电气连接，一起惯性惰转，电动机允许降频率运行至50%转速，使惰走流量保持更长时间。

**性能参数** 主泵的性能参数主要包括流量、扬程、汽蚀裕量、比转速等。

**流量—扬程(Q—H)曲线** 主泵流量根据反应堆功率和冷却剂进出口温度计算，扬程根据反应堆本体和环路中各设备在额定流量下的流阻计算。大型主泵的典型参数为流量20000~25000m<sup>3</sup>/h，扬程90~105m。要求Q—H曲线平滑，整个运行范围内无“拐点”。还要求作出泵的全性能曲线，即四象限特性曲线，以便分析各种事故工况。

设计时对环路设备阻力的估算往往偏保守，结果使泵的设计扬程过高。要求对一定的流阻误差进行分析，评价反应堆和环路设备能否在超过设计流量一定范围内安全长期运行。

**汽蚀裕量** 亦称“静正吸入压头(NPSH)”，用以判断水泵是否会发生汽蚀。可通过计算有效汽蚀裕量(NPSH<sub>e</sub>)和必需汽蚀裕量(NPSH<sub>req</sub>)，以分析进口液压是否具有超过汽化压力的足够的裕量。大型主泵的必需汽蚀裕量一般为50~75m。

**比转速** 定义为 $n_s=3.65n\sqrt{Q}/H^{3/4}$ ，式中n为转速，r/min；Q为流量，m<sup>3</sup>/s；H为扬程，m。 $n_s<$

300为离心泵； $n_s=300\sim500$ 为混流泵； $n_s>500$ 为轴流泵。主泵比转速通常为 $n_s=340\sim465$ ，属于混流泵。这种泵一般具有较高的水力效率，有较陡的特性曲线，在冷却剂环路阻力低于计算值时流量变化较小。

(朱文煜)

yashuidui zhengqifashengqi chuanreguan cai liao  
**压水堆蒸汽发生器传热管材料** (heat transfer tube material of PWR steam generator)

压水堆蒸汽发生器传热管所用材料，应具有良好的抗均匀腐蚀及抗应力腐蚀裂纹的性能，良好的机械性能，良好的加工性能(弯管、胀管等)，良好的导热性能和良好的焊接性能等，特别重要的是在蒸汽发生器特有环境条件下的耐腐蚀性能。

**发展简况** 早期压水堆核电厂蒸汽发生器传热管多采用18-8型奥氏体不锈钢。后来由于出现了大量的氯离子应力腐蚀破裂事故，所以，从1961年起，美国西屋公司开始采用Inconel-600合金管。Inconel-600合金在高浓度氯化物水中对应力腐蚀不敏感，可是在高温、高压水中不能完全避免应力腐蚀问题。至70年代初，又相继出现了大量的苛性应力腐蚀破裂和磷酸盐耗蚀问题。70年代初，联邦德国电站联盟已开始用Incoloy-800合金代替Inconel-600，且在蒸汽发生器中使用得很成功。但美、日等国仍致力于Inconel-600合金管耐应力腐蚀性能的改进，发展了一种特殊热处理工艺。经处理之后，其耐晶间应力腐蚀性能得到提高，但仍不能完全避免应力腐蚀问题，而且磷酸盐耗蚀使管壁减薄问题还未解决。为此美、法、日等国经过十几年的研究发展了Inconel-690合金，并开始将其用于压水堆核电厂的蒸汽发生器。目前世界上大型核电厂蒸汽发生器传热管主要仍然是Inconel-600合金管，其次是Incoloy-800合金管，新应用的是Inconel-690管。这些材料的化学成分见表1，力学性能示于表2。

表1 蒸汽发生器传热管化学成分(质量%)

牌号	C	Si	Mn	S	P	Ni	Cr	Fe	Al	Ti	N	Cu	Co	Ti/C	Ti/C+N
Inconel-600	≤0.05	≤0.50	≤1.0	≤0.015	≤0.025	≥72.0	14.0~17.0	6.0~10.0	≤0.50	≤0.50	—	≤0.50	≤0.05	—	—
Inconel-690	≤0.04	≤0.50	≤0.50	≤0.015	≤0.025	≥58.0	28.0~31.0	7.0~11.0	≤0.50	≤0.50	—	≤0.50	≤0.10	—	—
Incoloy-800	≤0.03	0.30~0.70	0.40~0.70	≤0.015	≤0.020	32.0~35.0	20.0~23.0	基	0.15~0.45	0.15~0.60	≤0.03	≤0.75	≤0.10	>12	>8

**损伤机理** 压水堆蒸汽发生器Inconel-600合金传热管的腐蚀损坏，绝大部分发生在管板、支承板和弯

头部位。在运行过程中所发生的腐蚀类型大致可分为三种：①局部管壁减薄。其原因是在流体滞流部位沸腾

表 2 蒸汽发生器传热管力学性能

牌 号	$\sigma_s$ (N/mm <sup>2</sup> )	$\sigma_b$ (N/mm <sup>2</sup> )	$\delta$ (%)
Inconel-600	$\geq 241$	$\geq 551$	$\geq 30$
Inconel-690	276~448	$\geq 551$	$\geq 30$
Incoloy-800	333~471	569~686	$\geq 30$

产生的汽泡从管子表面逸出受到阻碍，局部出现干湿交替的情况，造成添加剂磷酸盐的局部浓缩，浓度高的溶液和管子表面反复接触，使管壁腐蚀减薄。②晶间应力腐蚀裂纹。主要是由于水处理中使用的磷酸盐分解或者腐蚀产物与磷酸钠反应生成的碱（碱性氢氧化物）所造成的裂纹，故称为苛性应力腐蚀。③磨蚀。系由振动和腐蚀叠加作用而产生的损伤。

改进措施 为了提高 Inconel-600 的耐应力腐蚀性能，发展了一种特殊热处理工艺，即对 Inconel-600 合金成品直管再进行一次 700℃保温 16h 真空退火处理，为了降低或消除 Inconel-600 合金管冷弯成 U 形管后弯曲部位的残余应力，对弯曲半径较小的 U 形管再进行一次 700℃保温 2h 的真空处理。经过这种处理后，由于残余应力得到消除，贫铬区消失，因此，其耐晶间应力腐蚀性能得到提高。近期，对设计制造的蒸汽发生器所采用的 Inconel-600 合金，都要求进行该种处理。

在压水堆工作条件下，Incoloy-800 合金的综合抗应力腐蚀断裂和抗均匀腐蚀能力，比 Inconel-600 合金的要好。但 Incoloy-800 合金的应力腐蚀不能完全避免，只有在低 NaOH 浓度下和低应力状态下才不

敏感。

为了改进传热效果，蒸汽发生器传热管向薄壁方向发展。在工作应力不变情况下，要求合金具有更高的强度。为此，对 Incoloy-800 合金管材一般处理是：在固溶处理（980±20℃）后，再进行张力矫直使之产生少量冷变形（例如 4%左右）。通过形变强化，达到提高管材强度的目的。外表面平均残余应力  $\sigma_{0.2}$  可达 20%~50%，这对于管材的耐应力腐蚀性能是有害的。为了既保持管材强度又要消除管材表面由于少量变形而造成的此种拉应力，管材冷弯成 U 形管后，一般还需进行喷丸（玻璃球）处理。这样可使直管和 U 形管段的外表面（即与二回路水相接触的表面）产生深度达 0.15~0.2mm 的压应力层，由此可避免产生应力腐蚀断裂。

采用新发展的 Inconel-690 合金管，可提高耐应力腐蚀能力，由于 Inconel-690 是一种高温水耐应力腐蚀性能更为优良的合金。但是，其价格比较昂贵。美国、法国新设计与正在建造的压水堆核电厂均采用此种合金管，中国的大亚湾核电厂亦采用这种传热管。

三种合金性能的比较列于表 3。

由于介质的条件对合金耐应力腐蚀有很大的影响，因此，对蒸汽发生器设计，除了考虑选择合适的材料外，还需考虑对水处理及其他有关工艺采取相应的措施。例如，把水处理工艺改为严格的全挥发处理工艺，防止凝汽器泄漏，增加凝结水除盐装置，改为全厚度胀管，改进防振拉杆等，把事故控制在最低限度。

表 3 三种压水堆蒸汽发生器传热管合金性能比较

特 性		Incoloy-800	Inconel-600		Inconel-690	
			退火	特殊热处理	退火	特殊热处理
化学元素含量	Cr (%)	中	低		高	
	Ni (%)	低	高		中	
	要求 Co (%)	<0.10	<0.05		<0.10	
物理性能	热传导性能	低	高		中	
	热膨胀（与碳钢比）	低	中		高	
力学性能	高温机械性能	低	中		高	
耐 腐 蚀 性 能	在动水中腐蚀性能	中	低		高	
	一回路侧耐晶间应力腐蚀性能	高	低	中	高	
	耐高温磷酸盐腐蚀性能	中	高		中	
	耐 Cl <sup>-</sup> 应力腐蚀性能	低	中	高	高	
	耐 OH <sup>-</sup> 应力腐蚀性能	耐低浓度（4g/L）	高	低	中	高
		耐中浓度（100g/L）	中	低	中	高
		耐高浓度（500g/L）	低	中	高	中
	耐硫化物点蚀性能	高	中	高	高	

（桂运平）

**严重事故** (severe accident) 堆芯严重损坏,并有可能破坏安全壳的完整性,从而造成环境放射性污染及人身伤亡,产生十分巨大损失的事故。

现有核电厂基于纵深防御原则,设置了多道屏障及专设安全设施,采取了严格质量管理和操纵员选拔培训制度,同时,核电厂选址也有严格要求,因而核电厂抵御外来灾害和内部事件的能力很强。只有在连续发生多重故障,包括操作管理失误,使核电厂长期失去热阱,才会导致严重事故。对比于只考虑单一故障为特征的设计基准事故,严重事故又称为超设计基准事故。

严重事故的发生概率虽然低,但并不是不可能发生的。如果计算到1986年切尔诺贝利事故时为止,世界商用核电厂积累约4000堆年的运行历史,其间发生过两次严重事故(见三里岛核电厂事故、切尔诺贝利核电厂事故),发生概率达到 $5 \times 10^{-4}$ /堆年。从一些分析工作也得出,有的核电厂发生严重事故的概率大于 $10^{-4}$ /堆年,比各个核电发展国家希望达到的 $10^{-5} \sim 10^{-6}$ /堆年的概率要大得多。这说明,单纯考虑设计基准事故,不考虑严重事故的防止和缓解,不足以确保工作人员、公众和环境的安全。因此,认真研究严重事故,采取对策来防止严重事故的发生和缓解严重事故的后果十分必要。

**严重事故的初因事件** 研究分析发现,导致堆芯严重损坏的假设始发事件与核电厂的设计特征有十分密切的关系。归纳起来,共同的主要假设始发事件大致是:①失水事故后失去应急堆芯冷却;②失水事故后失去再循环;③全厂断电后未能及时恢复供电;④一回路与其他系统结合部的失水事故;⑤蒸汽发生器传热管破裂后减压失败;⑥失去公用水或失去设备冷却水。假设始发事件中如考虑外部事件,还应加上地震和火灾。假设始发事件分析表明,可能导致堆芯严重损坏的主要假设始发事件不很多,因此,便于进一步考虑设计改进或事故预防。

**严重事故的物理过程** 堆芯熔化导致大量放射性释放的过程可以分为两个不同的类型,即高压熔化过程和低压熔化过程。低压熔化过程以主系统冷却剂丧失为特征,若应急堆芯冷却系统失效,由于冷却剂不断丧失,造成元件裸露升温,锆包壳与水蒸气发生化学反应放出热量与氢气,堆芯水量进一步减少后,堆芯开始自上而下地熔化,直至将压力容器下封头熔穿,熔融物随后与安全壳底板混凝土相互作用,释出 $\text{CO}_2$ 、 $\text{CO}$ 、 $\text{H}_2$ 等不凝气体,从而造成安全壳晚期超压失效或底板熔穿。高压熔化过程一般以失去二次侧热阱为先导事件。主系统在失去热阱后升温升压,直至到达稳压器释放阀开启的整定值后,阀自动开启排汽。如二次侧不能恢

复热阱,一次侧又失去强迫注水能力,则释放阀会持续启闭循环,使主冷却剂不断丧失,堆芯在较高压力下开始裸露,随后开始熔化。此后的过程,有可能与低压熔化过程相似。但也有可能压力容器下封头熔穿后,由于主系统存在高压发生熔融物质喷射弥散,熔融的小颗粒与空气中的氧发生放热化学反应,又加上小颗粒与空气的接触面积大,加强了传热,造成了“直接安全壳加热”,使安全壳超压失效。

压力容器熔穿之前,裂变产物从破损或熔融元件释出后,在主系统内会有迁移、沉降和再悬浮过程。主系统压力边界破损之后,裂变产物进入安全壳后又经受类似的输运过程。这种输运过程十分复杂,与源项的确定有密切关系,有待于仔细研究。但分析表明,若安全壳能维持一段较长时间(三天以上)不失效,大部分裂变产物因重力而沉降,释出的源项会大大降低。

安全壳作为最后一道放射性屏障,其功能至关重要。在各种安全壳失效模式中,特别重要的是事故发生前的意外开口、安全壳旁路和晚期失效。

**严重事故的对策** 国际上认为:现有的核电厂的安全设计有很高的安全程度和保守程度,常常可以经受超设计基准事故。纵深防御的安全原则对于严重事故的早期预防和事故后果缓解也是有效的。但是,由于安全设计主要考虑设计基准事故,有可能在应付严重事故方面存在着某些薄弱环节。为此,对现有的核电厂应作出各类严重事故序列分析,从分析中找出安全设计中的薄弱环节。解决的办法是:硬件方面不作大的改动,而是努力完善运行规程以及与之配套的控制室布局调整,进一步强化操纵员的选拔与培训,尽量提高运行水平,从而达到预防严重事故发生的目的。这种对策已广泛为各国所接受,相应的研究重点为安全参数显示系统的开发,紧急运行规程的编制与论证,控制室设计的人因工程考虑,操纵员培训大纲的改进,质量保证大纲的完善以及运行管理法规的强化。

**严重事故研究的历史** 开展严重事故研究最早的国家为美国,1975年WASH-1400报告首次将概率安全分析技术应用到核电厂,对几座典型美国核电厂作了第一次全面的分析,提供了以事件发生概率为依据的事故分类方法,并建立了安全壳失效模式和活性释出模式。WASH-1400报告首次指出,核电厂风险主要并非来自设计基准事故,而是堆芯熔化事故。

1979年的美国三里岛核电厂事故是一次严重事故,它引起了世界核能界的震惊,这一事件无可置疑地肯定了WASH-1400报告的地位和价值。从此以后,美国的严重事故研究进入了全面深入展开的时期。作为三里岛事故响应的“未解决的安全课题”和“三里岛行动计划”及从1983年开始执行的严重事故的研究计

划 (Severe Accident Research Program, SARP), 将核安全研究范围拓宽到事故概率、物理过程、事故处置、安全壳分析、裂变产物与源项、燃料元件行为、人因工程、事故后果与对策、法规与标准等十分广泛的领域。其结果形成了一系列管理法规修订和政策声明, 并在对事故机理了解的基础上, 形成了一系列配套的分析程序包。

三里岛事故之后, 其他核电发达国家也相应地展开了严重事故的机理和处置研究, 然而规模和课题广度均不及美国。其中法国特别着重于事故对策, 并开发出 H 及 U 系列规程和配套的专用设备; 联邦德国的研究侧重于安全壳的完整性保障; 日本、英国等则侧重确保核电厂系统的运行可靠性。

1986 年 4 月苏联切尔诺贝利核电厂事故之后, 严重事故研究工作进一步获得加速与推进。美国开始推行单个电厂评价 (Individual Plant Evaluation, IPE) 计划, 并就切尔诺贝利事故的影响开列出新的研究课题。在国际原子能机构 (IAEA) 的主持下, 各国专家总结肯定了几十年来核电工业界安全实践中行之有效的概念与原则, 针对严重事故提供了重要的预防和缓解策略。

目前, 世界各国对严重事故的研究正以各自不同的重点和技术方向进行着。应该说, 严重事故研究的重要性已为国际核能界所认识, 已成为核电安全中必须考虑的基本问题, 严重事故研究的技术方法论已经确立。

#### 参考书目

U. S. NRC. Reactor Safety Study—An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants. U. S. NRC Report WASH-1400 (NUREG 75/014). Washington: NRC, 1975

(俞尔俊)

yanshou

#### 验收 (acceptance of a nuclear power plant)

验收内容在合同中有明确规定, 主要包括满功率性能试验和满功率验收试验两项, 它们都被安排在调试的最后阶段中完成。通过这两项试验, 达到验证核电厂能按照设计要求和设计指标安全可靠地连续运行的目的。验收标志着核电厂正式建成投产或商业运行的开始。

**满功率性能试验** 目的是测定核电厂的保证出力 and 热效率。在试验前, 先要使核电厂稳定在额定功率下运行至少 1h 以上, 功率波动应保持在  $+0\sim-5\%$  范围内; 并要尽可能稳定在接近额定功率。在连续数小时的测定工作中, 对电网频率, 发电机功率因数, 一、二回

路的温度、压力、流量以及蒸汽发生器水位等主要参数, 必须使之尽可能保持稳定不变; 在此期间, 蒸汽发生器排污和二回路补水可暂停, 这样可以省略对测定数据的修正。蒸汽发生器输出蒸汽的品质或蒸汽湿度应按预先商定的方法测定。为了减小测量误差, 需配置精确度高的试验专用仪表, 并且在试验后还要对这些专用仪表再行校核。满功率性能试验可以单独进行, 也可插在满功率验收试验过程中进行。单独进行时, 需连续运行 24h。

试验专用仪表 主要有: ①测量各台蒸汽发生器给水流量的压差仪, 其精度一般为  $0.5\%$ 。在试验中, 每 5min 测读一次 (由于蒸汽流量较难精确测定, 故以给水流量代替。因为在蒸汽发生器水位保持稳定不变且排污为零时, 两种流量相等)。②测量给水温度的温度仪, 其误差一般应不大于  $\pm 0.3^\circ\text{C}$ ; 试验中, 每 5min 测读一次。③测量现场大气压力的精密气压仪, 每小时测读一次, 以使测到的各项表压力修正到绝对压力。④测量蒸汽发生器出口汽压的压力仪, 当该压力仪装在安全壳外的主蒸汽管道上时, 应考虑管道压降的修正。压力仪误差应小于  $\pm 0.5\%$ , 试验中每 5min 测读一次。⑤测量总电功率的发电机输出功率表, 或测量净电功率 (不包括厂用电) 的主变压器输出功率表, 其精度为  $0.2\%$ 。

**热功率计算** 对连续数小时实测数据加以整理和取平均值, 即可对反应堆的热功率和蒸汽发生器输出的热功率进行计算。计算出热功率和发电机的出力, 即可计算出核电厂的热效率。

**厂用电计算** 一般是通过实际测量在功率运行时需连续运行或运行时间超过 50% 的电机负荷, 或测量厂用变压器的负荷, 再进行计算的。对厂用电各项负荷, 在合同中均按项列出。

**其他项目考核** 有些合同中规定, 要考核运行能力, 如最大负荷变化率、甩负荷不停堆能力以及蒸汽发生器设计堵管余量等。有些合同还规定要考核噪声、振动和温升等。对具体项目与数据, 均在合同中列出。

**保证性能的验收** 由于满功率性能试验不一定是在设计的工况下进行的, 因此考核其出力、效率的保证性能时, 应对实测结果以适当的修正曲线加以修正。其中对试验结果影响最大的是循环冷却水的温度。试验时的温度如与设计温度有偏离, 则应按给定曲线进行修正。对厂用电要进行电压、温度、湿度和取水水位等修正。试验结果应允许有一定的误差 (例如  $1\%$ ) 修正。

**满功率验收试验** 目的是考验核电厂能在设计的额定功率下安全可靠地连续运行。一般要求按核电厂正常运行工况连续 100~120h 满功率稳定运行, 功率波动应保持在  $+0\sim-5\%$  范围内, 不能发生功率降低

或中断运行的情况。试验过程要由记录仪监测发电机总电功率、反应堆热功率水平、蒸汽发生器的给水流量和水位、以及主蒸汽流量等。并且每班必须对运行情况,包括负荷变化的原因和设备不正常情况等做好详细记录。在满功率验收试验过程中可以结合进行满功率性能的测定试验,因为核电厂已经处于较长时间的满功率稳定工况下运行,对于进行性能测定试验是十分有利的。当连续100~120h满功率稳定运行结束,达到了考验目的,并且核电厂的主要系统和部件以及辐射防护方面均未发生不可接受的异常情况时,即可验收,称之为临时验收。

有些合同规定,以在性能试验前,进行四个星期或700h的试运行作为验收试验。试运行时的功率不低于满功率的80%,并包括100h的连续运行。

如果经过多次努力,仍达不到合同规定的主要保证性能,则要进行罚款。验收后的主要设备还有一定的保证期,一般为一年或若干运行小时,有的则延长至第一次换料后;有些关键设备,如蒸汽发生器,其保证期有的长至二年以上或若干运行小时。在保证期内,如果设备发生故障,则制造厂要负责修理或赔偿。在有些合同中,还规定在保证期内要考核可利用率与强迫停用率。对于核燃料,在使用期内,制造厂要对由于设计或制造上的原因产生的故障负责修理或赔偿。待保证期满后,才算是正式验收。

(张 康)

yangbajing dire dianzhan

**羊八井地热电站** (Yangbajin Geothermal Power Station) 羊八井地热电站所在的羊八井地热田位于拉萨西北约90km,当地海拔4300m,处在一个北东—南西向延展的狭窄山间盆地中。

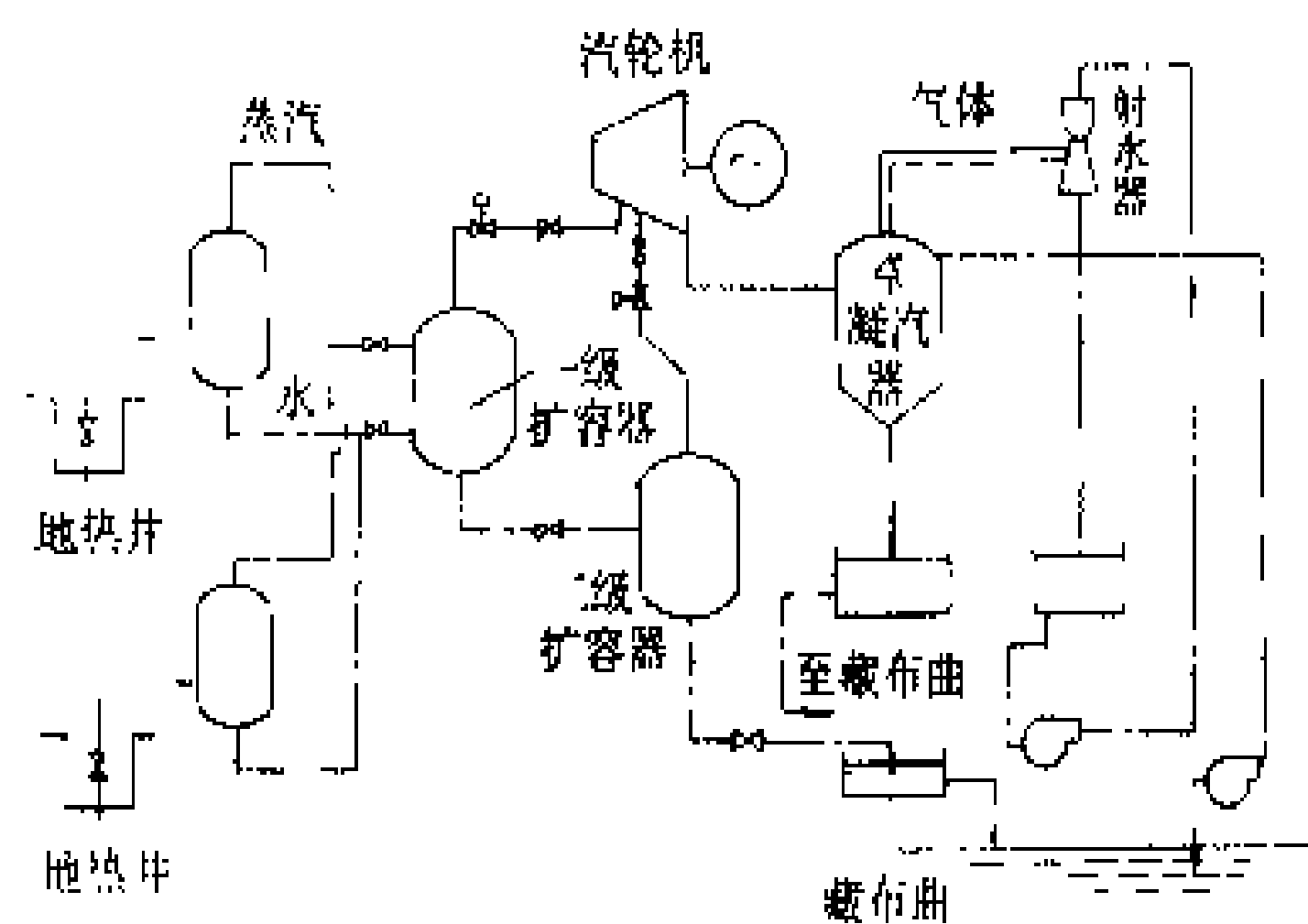
**羊八井地质构造及热水成分** 羊八井地区的构造条件可概括为是一个狭窄的、呈东北—西南向延伸、分隔了唐山山脉和念青唐古拉山脉的现代不对称地堑。这个构造凹地与区域构造运行相联系,在最后一个构造幕期仍有活动。地堑的上部充填了第四纪湖相和河湖相沉积,厚度各异(可厚达几百米),其粗粒沉积正构成现在所开发的浅层热储。该地热储主要局限在充填该盆地的第四纪沉积中,它由砂、砾及不同量的粘土和粉砂组成,局部被水热沉积(硅华)所胶结;仅在热田的西北部分,靠近主要的热水上流地带,热储也包括了一部分断裂破碎了的结晶基底。热水通过花岗岩基岩中的深断层上升,然后扩散到松散的第四纪沉积物中。沉积或水热成因的层位构成这个系统的覆盖层。热储中的温度分布均一,其范围在150~160℃之间,其边界处温度急剧下降,较高的温度(172℃)仅发现

在西北部分。150℃的等温线确立了电站生产区的界限,约4km<sup>2</sup>。

羊八井地区钻井产出流体属于氯化物重碳酸钠水,总溶解固体量约2100mg/l。生产流体的平均热焓是650kJ/kg,相应于热储温度时饱和水的值,这说明地层中未发生内蒸。热储模型研究表明,热田是对流机制成因,补给量约为200kg/s。如果抽取量不超过上述补给量,按每发1kW·h电要消耗130kg流体计算,一座6MW的电站能始终满发而对热储特征不会产生明显的影响;如果维持较高的抽取量,根据模拟结果,该热储能维持12MW的电站最多生产30a。为此,羊八井第一地热电站的总装机容量目前限制在10MW以内。进一步的发展将移到第二地热电站,它位于现有热田的北部,计划总装机容量为15MW。

**电站运行状况** 由于井口压力及流体热焓均较低,地热汽水混合物在井口即被分离并分别输送到电站。

羊八井第一电站由一台1MW机组(1号机组)和三台3MW机组(2号、3号和4号机组)构成。1号机组于1977年10月1日投入运行,2号和3号机组分别于1981年12月和1982年11月建成发电。1985年7月又扩建了4号机组(参见彩图插页第39页69图),总容量达到10MW。80年代中期,羊八井第二电站开始建造,站址位于羊八井地热田的北部,中尼公路以北约45m处,距第一电站约3km。该电站一期工程安装了一台日本生产的3.18MW机组,自动化程度较高,以后又安装了4台功率各为3MW的国产机组,目前总容量为15.18MW。到1993年末,整个羊八井地热电站的总容量已达25.18MW。



羊八井地热电站3号机组系统图

羊八井第一电站1号机组是最初的实验机组,采用单级扩容。以后建造的3MW机组,都采用双级扩容,它较单级扩容可增加20%的电力。首级扩容时蒸汽中的气体含量约为1%~1.5%。用射水装置抽取凝汽器中的非凝结气体。机组全部采用凝汽式,其冷却水直接从藏布曲(河)抽取。每生产1kW·h电能的比耗

约为130kg总流体。3号机组的系统见图，其设计特点及主要参数如下：

反应堆类型	双级扩容器
汽轮机数据	
类型	二重混压式
额定功率	3000kW
转速	3000r/min
主蒸汽压力	421.7kPa
主蒸汽温度	145℃
首级蒸汽压力	166.7kPa
首级蒸汽温度	114.6℃
次级蒸汽压力	49.0kPa
次级蒸汽温度	80.8℃
首级蒸汽流量	22.7t/h
次级蒸汽流量	22.3t/h
凝汽器数据	
类型	压力喷射式
压力(平均)	2.94kPa
冷却水进口温度	10℃
循环水泵功率	150kW
抽气器数据	
类型	射水型
单机数量	3
气体流量	单机0.185t/h
水压力	392kPa

冷却剂流量	750t/h
水泵功率	100kW
冷却系统	
类型	直流式

(蔡义汉)

yici lengqueji xitong

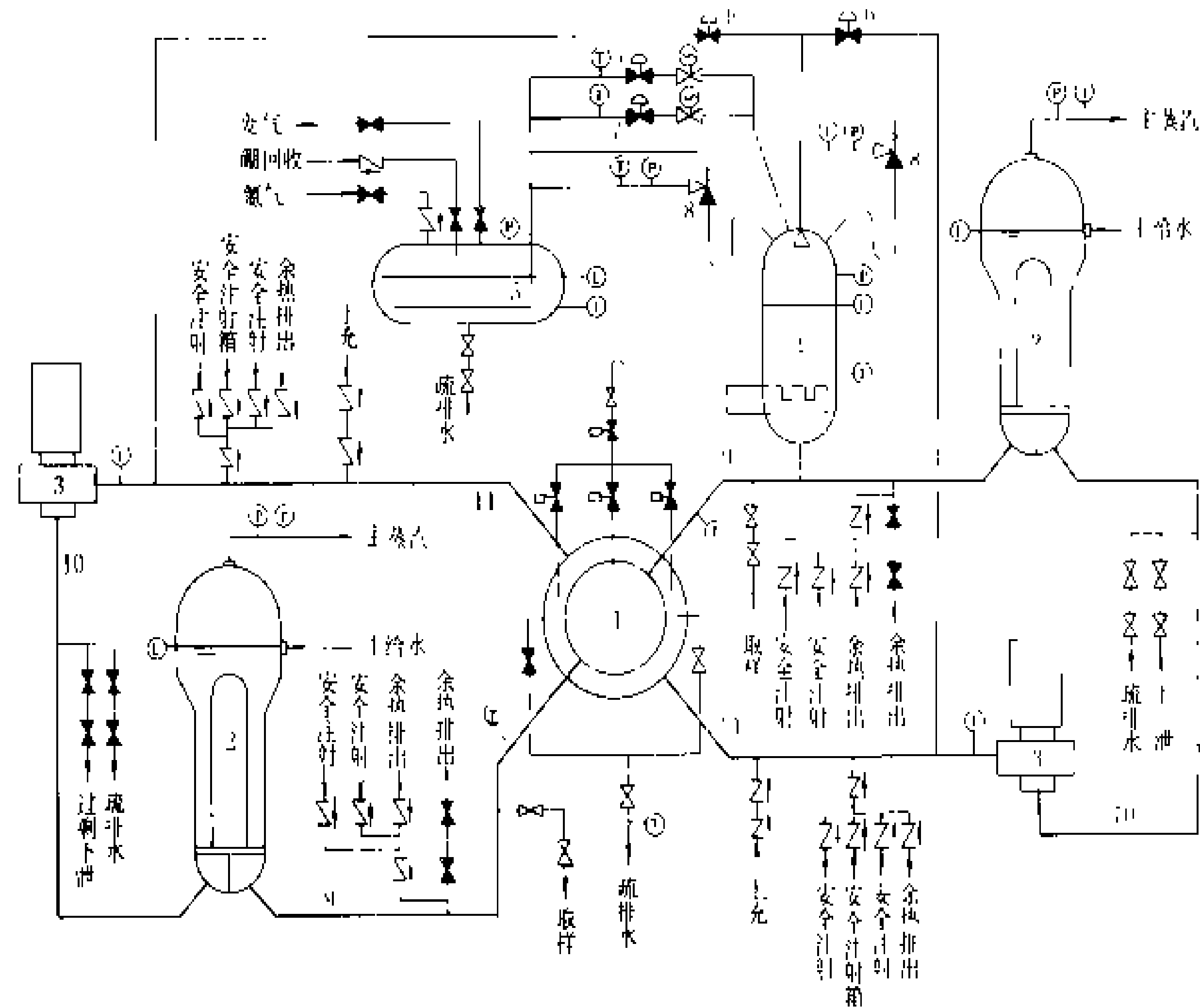
一次冷却剂系统 (primary coolant system)

使一次冷却剂在规定压力、温度的工作条件下进行循环的系统，亦称反应堆冷却剂系统、一回路、主系统。一次冷却剂即反应堆冷却剂（见反应堆冷却剂材料）。一次冷却剂系统是压水堆核电站中的核心系统，其功能为：①在核电站正常运行期间，由反应堆冷却剂冷却堆芯，同时导出堆芯产生的热量，通过蒸汽发生器加热二回路侧水产生蒸汽发电；在其他工况下为堆芯提供冷却条件（见余热排出系统、安全注射系统）。②控制一次冷却剂中的硼含量以补偿和控制反应性。③以一次冷却剂系统的压力边界作为防止放射性物质向外释放的一道重要屏障。④冷却剂兼作慢化剂和反射层。

流程及工作原理 本系统主要包括压水堆压力容器和两条至四条并联的环路。每条环路有一台蒸汽发生器和一台或两台一次冷却剂泵（亦称主泵）以及把这些

些设备相连的反应堆冷却剂管道（亦称主管道）。此外，本系统还包括稳压器（连接卸压水箱）及其连接管道（见图）。与本系统相连的系统主要有为维持本系统正常运行和保证反应堆安全的化学和容积控制系统、安全注射系统、余热排出系统、疏排水系统和取样系统等辅助系统。

一次冷却剂在压水堆压力容器内流经堆芯时，把堆芯产生的热量带出反应堆。携带热能的一次冷却剂流，经主管道热段（从反应堆出口接管至蒸汽发生器入口接管段）后，在蒸汽发生器内通过传热管加热二回路侧的水，产生饱和蒸汽或微过热蒸汽，驱动汽轮发电机组发电。反应堆冷却剂降温后流出蒸



压水堆一次冷却剂系统

1—反应堆；2—蒸汽发生器；3—反应堆冷却剂泵；4—稳压器；5—稳压器卸压箱；6—比例喷雾阀；7—稳压器卸压阀；8—稳压器安全阀；9—主管道热段；10 主管道过渡段；11 主管道冷段

汽发生器,经主管道过渡段(从蒸汽发生器出口接管至主泵入口接管的管段),由主泵提升压力后,经主管道冷段(从主泵出口接管至反应堆入口接管的管段)又进入反应堆压力容器,如此不断循环。

一次冷却剂的工作压力通常为 15.2~15.5MPa。正常运行时由稳压器控制使压力保持在规定限值以内,并由卸压阀和安全阀提供超压保护。一次冷却剂的平均温度通常为 300~310℃。其反应堆出口温度通常为 315~330℃,反应堆进出口温差在满功率时约 30℃。

本系统所有承压边界的设备及管道均属于核安全 1 级和抗震 I 类。

布置要求 本系统全部布置在安全壳内,以防止放射性物质向环境泄漏;并把各设备和管道按隔离原则分别布置在安全壳的各个隔离室内,以防止飞射物损坏本系统设备;还应使蒸汽发生器的位置高于反应堆位置,以保证系统具有足够的自然循环能力,在主泵失效时也能排出堆芯余热。

(罗守仁)

yihuilu

**一回路** (primary circuit) 见一次冷却剂系统。

yihuilu xieya shebei

**一回路卸压设备** (primary circuit pressure relief equipment) 包括与稳压器连接的卸压阀、安全阀、卸压箱以及所属管系和其他阀门。(见一次冷却剂系统)

当一回路压力过高时,安全阀或卸压阀开启,蒸汽进入卸压箱,并通过 L 形卸压管与水直接混合而凝结。卸压管上孔群的孔径为 10~15mm,孔对称排列,以平衡蒸汽喷放时的径向反冲力。卸压管垂直段在蒸汽空间高度处开一小孔,使管内外压力平衡,以防止由蒸汽凝结引起的负压将水吸入管内。

卸压箱接受蒸汽后,箱内水温升高。一次接受最大蒸汽量通常按稳压器正常蒸汽空间容积的 110% 计算,重量约 2t 左右。要求在接受蒸汽后箱内水温不超过 95℃。然后,由卸压箱上部水平喷淋管喷入补水,同时从箱底向疏排水箱排水,使水温恢复正常,准备接受下一次蒸汽排放。冷却水量要求在一次最大蒸汽排放后 90min 内箱内将水温降至排放前的正常温度。

卸压阀 通常为电磁阀。当反应堆冷却剂系统压力升高到某一整定值时,由控制信号或手动遥控使电磁阀吸力线圈通电,开启先导阀,然后利用介质压差迅速开启主阀,将稳压器内一部分蒸汽排入卸压箱,以抑

制系统压力的上升。阀门开启压力通常整定在系统运行压力的 105% 左右,并要求在低于开启压力 1%~2% 时即能回座。开启时间通常要求不超过 1s。最大排放量根据瞬态工况要求确定,通常设两只卸压阀,每只排放量为 50t/h 左右。阀上带有差动式感应线圈的位置指示器。阀门结构和选材要防止高温下开启或回座时卡住。对电气绝缘和密封件等非金属材料要考虑其耐辐照性能。

安全阀 反应堆冷却剂系统超压保护的最终手段,蒸汽亦排入卸压箱。开启压力通常整定为系统设计压力。通常设两只或三只安全阀,最后一只开启压力要求不超过设计压力的 103%。开启时间要求在 40ms 左右能达到 70% 开度。最大排放量根据瞬态工况确定,使在任何工况下系统任何部位的压力不超过设计压力的 110%,还要考虑排放时阀门出口处的最大背压可能达到系统设计压力的 20%。

阀门为弹簧加载直接作用式(也有先导阀式)、无填料函密封结构,设有可远距离操纵的气动强制开启装置。阀门排汽时反冲力甚大,要考虑适当的布置和支承措施,例如采用对称的双排汽式阀门或辅助支承。还需考虑在阀门进口侧设置水封,以防稳压器内氢气和放射性气体泄漏。

卸压箱 接受并冷却由安全阀和卸压阀排放的蒸汽。卸压箱为两端有椭圆形封头的卧式圆筒形容器,由两个鞍形支座支承。材料为奥氏体不锈钢。总容积为 35m<sup>3</sup> 左右。正常状态下箱内贮水容积约为总容积的 3/4;液面上用氮气覆盖,压力为 20kPa 左右;箱体温度和箱内汽水温度为安全壳内环境温度。

超压保护 箱顶装有爆破膜,为一次性超压保护装置。当箱内压力达到箱体设计内压时,爆破膜即迅速破裂,并形成足够的排放截面。

(宋文煜)

yingji kongzhishi

**应急控制室** (emergency control room)

为防备主控制室在特殊情况下不能正常工作,而在核电厂中设置的用于应急操作的控制室。核安全法规规定,在核电厂中除设置主控制室外,还须增设应急控制室。应急控制室在电气上和实体上与主控制室互相分隔,并配备足够的测量和控制设备,以便在主控制室万一失去执行基本安全功能的能力时,能使反应堆停闭并将其保持在停闭状态,排出余热,并监测核电厂的重要参数。

规模 应急控制室的规模大小不一,取决于应急操作的功能要求和就地控制的可能性。小的只有一个控制屏,上设应急停堆按钮和堆功率指示仪表;大的则

有若干个控制屏，设有应急停堆按钮和堆功率指示仪表，与堆芯冷却有关的系统的操作和指示设备，应急堆芯冷却系统的操作和指示设备，以及应急柴油发电机组的起动操作和运行控制设备等。例如，美国三里岛—2号核电厂的应急控制室就只采用一个控制屏，其上设5个数字指示仪表，并可手动选择被测参数。应急停堆指令将由此发出，但需5个就地操作人员进行就地控制。而美国奥康尼（Oconee）核电厂的应急控制室设置两个控制屏台：一个设有控制指示器及操作指令设备，另一个专门用来控制应急柴油发电机组的起动和运行。这就形成一个功能比较完善的应急控制室。在此可以操作蒸汽发生器的给水、应急堆芯冷却、应急电源等系统，并可以使反应堆保持热停堆或冷停堆状态。

安全要求 应急控制室系核电厂后备安全设施，在其设计上应考虑到下列几个方面：

(1) 应急控制室的安装位置应能满足实施反应堆停闭，余热导出，应急堆芯冷却系统和应急柴油发电机组的操作和控制，例如，将其设置在电气和控制厂房中。

(2) 应急控制室与主控制室之间应该具有实体隔离，以满足单一故障准则。例如，当主控制室发生火灾事故时，不应影响到应急控制室。

(3) 对送往应急控制室的信号，以及从应急控制室发出的操作指令，应与主控制室相应的信号和操作指令采取实体隔离，以免共模故障使主控制室和应急控制室同时失去执行基本安全功能的能力。

(4) 应急控制室本身的供电电源、信号及操作指令的设置，同样应遵循冗余原则和实体隔离原则。

应急控制室的设计目前还正在完善之中。

参考书目  
国际原子能机构安全标准，核动力厂的安全设计，1986  
(蒋滨森)

you

铀 (uranium) II。族锕系放射性化学元素，

符号U，原子序数92，相对原子质量238.03，是原子序数和相对原子质量最大的天然元素。1789年M. H. 克拉普罗特 (Martin Heinrich Klaproth) 首先从沥青铀矿中发现了“铀”，但1841年E. M. 佩利若 (Eugene—Melchior Peligot) 证明该物质系二氧化铀，随后用钾还原UCl<sub>4</sub>制备了金属铀。1896年A. H. 贝可勒尔 (Antoine Henri Becquerel) 发现了铀的放射现象。那时对铀的研究属纯理论性的，铀化合物主要被用于玻璃和陶瓷的着色。1898年在铀矿中发现了镭，铀便成为开采镭的副产品。1938年O. 哈恩 (Otto Hahn) 和F. 施特拉斯曼 (Fritz Strassmann) 用中子轰击铀核发现核裂变同时释放出能量，引起了人们重新对铀的重视。第二次世界大战期间和战后，由于核武器和核动力的需要，加速了铀资源的勘探和开采。

天然铀含有三种同位素：<sup>238</sup>U、<sup>235</sup>U和<sup>234</sup>U，它们的含量分别为99.28%、0.71%和0.006%，半衰期分别为4.51×10<sup>9</sup>、7.09×10<sup>8</sup>和2.35×10<sup>5</sup>年。其中以<sup>235</sup>U为最重要，是目前核动力的燃料。一个<sup>235</sup>U核吸收一个热中子发生裂变时放出约2.5个中子，并释放出207MeV能量。1kg<sup>235</sup>U裂变放出的能量相当于燃烧2800t煤所产生的能量。根据反应堆堆型及其工作条件，核燃料可采用天然铀或提高了<sup>235</sup>U含量的富集铀。用气体扩散法、离心法或激光法等分离铀同位素，可使<sup>235</sup>U的富集度达到90%以上（见铀的富集）。<sup>238</sup>U俘获中子后转变成易裂变的<sup>239</sup>Pu（钚）。<sup>239</sup>Pu和<sup>235</sup>U也是制造核武器的主要原料。

地壳中铀的含量为4×10<sup>-4</sup>%。在25km地壳内含10<sup>14</sup>t铀，其中海水含10<sup>10</sup>t，每吨海水平均含铀3.3mg。自然界存在几百种含铀的矿物，但大多是贫矿，所以经济地大量开采很困难。目前，经济上有开采价值的铀矿含U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>量为0.1%左右。据统计，截止到1986年，能以每公斤铀低于80美元的价格开采的世界可靠储量约为160万t铀。因此对热中子堆来说，世界的铀资源是很有限的。如果发展快中子增殖堆，则铀资源利用率可比压水堆提高60~70倍。

铀的三种同素异形体的主要结构特征

铀的同素异形体		α-U	β-U	γ-U
存在温度范围 (K)		<941	941—1048	1048—熔点
晶体结构		斜方	四方	体心
晶胞中原子数 (个)		4	30	2
晶格常数 (nm)	a <sub>0</sub>	0.28541	1.0579	0.3524
	b <sub>0</sub>	0.58692	—	—
	c <sub>0</sub>	0.49563	0.5656	—



youbu hunhe taoci ranliao

**铀钚混合陶瓷燃料** (mixed uranium-plutonium ceramic fuels) 由铀—钚混合氧化物、碳化物或氮化物陶瓷构成的核燃料, 以  $(U, Pu)O_2$ 、 $(U, Pu)C$  及  $(U, Pu)N$  等表示。 $(U, Pu)O_2$  又称铀钚混合氧化物燃料, 习惯称 MOX 燃料。这类核燃料含有易裂变核素  $^{239}Pu$  和可转换核素  $^{238}U$ , 是快中子增殖堆、新型转换堆和轻水堆的重要燃料体系, 专用于核燃料的转换和增殖。目前已投入使用的铀钚混合陶瓷燃料主要是氧化物, 其  $UO_2/PuO_2$  混合比随堆型而异, 对快中子增殖堆一般采用  $0.75 \sim 0.80/0.25 \sim 0.20$ , 对新型转换堆则为  $0.45/0.55$ 。一种典型的  $(U, Pu)O_2$  的主要物理性质列于表中。 $PuO_2$  和  $UO_2$  都是面心立方的  $CaF_2$  结构。混合氧化物构成单相固溶体, 其晶格常数随  $PuO_2$  组分提高而线性减小。理论密度  $11.46t/m^3$ 。热导率随  $PuO_2$  含量增加而降低, 且随氧金属比 ( $O/M$ ) 减小而减少。混合氧化物的强度比二氧化铀的低。蠕变速率随不同温度和  $O/M$  而异。一般与温度成倒数关系; 而  $O/M$  越大, 蠕变速率越低。在堆内使用时, 混合氧化物燃料受到强烈的裂变效应和陡峭的温度梯度的作用, 产生诸如裂纹、重结构、密实、肿胀及裂变气体释放等, 但在当前的燃耗限值下仍认为有较好的辐照稳定性。 $(U, Pu)O_2$  芯块的制造方法除其粉末可采用机械混合或共沉淀法外, 其余基本上和二氧化铀的相同。(见快中子增殖堆燃料组件制造)

铀是正电性很强的活泼元素，与所有非金属元素反应生成化合物，常以  $U^{3+}$ 、 $U^{4+}$ 、 $UO_2^{2+}$  和  $UO_2^{+}$  离子形式存在。铀与氢在 523K 时发生可逆反应，生成  $UH_3$ 。铀—氧系比较复杂，在  $UO_2$ — $UO_3$  间存在多种相，重要的氧化物有  $UO_2$ 、 $U_3O_8$  和  $UO_3$ 。其中  $UO_2$  是当前得到最广泛应用的核燃料。铀与卤素生成工艺上重要的化合物。如  $UF_4$  是生产金属铀和  $UF_6$  的中间产物。 $UF_6$  的三相点为 337K，是气态铀同位素分离的原料。碳化铀、氯化铀和硅化铀都是性能优越的被认为有希望的核燃料。

(應世造)

( $U_{0.75 \sim 0.80}$ ,  $P_{H_{0.25 \sim 0.20}}$ )  $O_{1.97 \sim 1.98}$  的物理性质

晶体名称	晶格常数 (Å)	原子量 (g)	比热容 (J/(g·K))		热导率 (W/(m·K))		热膨胀系数 (K <sup>-1</sup> ) 室温~1873K
			873K	1273K	873K	1273K	
面心立方 (CaF <sub>2</sub> 型)	11.04	3041	317	334	3.3	2.5	$11.6 \times 10^{-6}$

(U, Pu) C 和 (U, Pu) N 是快中子增殖堆的替代燃料。与 (U, Pu) O<sub>2</sub> 相比, 它们有更高的重原子密度和更低的轻重原子比, 使增殖比大为提高; 在运行温度下, 它们的热导率比氧化物约高五倍, 可以在更高的功率密度下使用。对给定的热功率, 混合碳(氮)化合物的堆芯装料较少, 从而缩短倍增时间。估计一个 1000MW 电功率的快中子增殖堆核电厂用碳化物燃料的倍增时间低于 10 年。氮化物燃料因 <sup>14</sup>N 对快中子的寄生俘获, 其倍增时间约 13 年。而氧化物燃料的至少要 20 年。混合碳化物的制造与碳化铀的类似。混合氮化物的制造一般分为二步: 先将一定配比的 (U,

Pu) 合金与氢反应生成粉末状的氢化物; 然后用氮脱氢产生富氮化合物, 最后在真空中氮化获得化学计量的 (U, Pu) N。

(牟文瑛)

you de fuji

**铀的富集** (enrichment of uranium) 使铀元素中 $^{235}\text{U}$ 同位素丰度提高的工艺过程。铀元素在自然界存在三种同位素,即 $^{238}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ 和 $^{234}\text{U}$ ,其中最重要的是 $^{235}\text{U}$ ,因为它是天然存在的唯一易裂变核素(见核素)。天然铀中含99.28% (原子) 的 $^{238}\text{U}$ , 0.71% (原

子)的 $^{235}\text{U}$ 和0.006% (原子)的 $^{234}\text{U}$ 。 $^{235}\text{U}$ 丰度高于天然铀中 $^{235}\text{U}$ 丰度的铀称为富集铀或浓缩铀。

把 $^{235}\text{U}$ 由天然丰度富集到1.5%~4%的富集铀,可用作轻水或石墨慢化动力堆的燃料(见核燃料)。富集到90%或更高丰度的铀可用作核武器燃料;也可与钍混合作为高温气冷堆、轻水增殖堆的燃料。高富集铀还用于研究(试验)堆以提高所需的中子通量密度,也可用于高功率密度的各种轻便动力堆。

同一元素的各种同位素的化学性质极为相似,尤其是铀的同位素,相对质量差很小,因此分离铀同位素是一项十分困难的工作。铀富集技术涉及到国防军事机密,国际上有防止核扩散条约的限制,因此很多技术资料封锁很严密。由于这一技术在国防工业中和在核燃料循环中的重要地位,受到各国政府的重视。在经济上竞争也十分激烈,生产出廉价的反应堆级富集铀是一个国家政治地位和经济实力的重要标志。

**发展简史和现状** 最初的铀富集技术是在极保密的情况下发展起来的。20世纪40年代初,美国曼哈顿工程计划就开发了四种富集方法,即热扩散法、电磁法、气体扩散法和气体离心法。1944年世界上第一次公斤量级的 $^{235}\text{U}$ 是在美国橡树岭(Oak Ridge)用电磁法分离出来的。其前级富集是用热扩散法把天然丰度的 $^{235}\text{U}$ 浓缩到丰度为0.86%,然后供入电磁分离器进一步浓缩到武器级丰度。1945~1946年间证明气体扩散法要比其他三种方法优越,先后停止了其他三种方法的工业开发。从此以后直到80年代,气体扩散法一直在富集铀方法上占主导地位。至今世界上大部分富集铀仍然是用气体扩散法生产的。但气体扩散法有很大的缺点,主要是耗电量大,约占成本的70%,此外工厂的基本建设投资也很大。

在70年代,第二种富集铀的工业方法——气体离心法开始进入实用阶段。这种方法虽然在曼哈顿计划时已开始研制,但是因为离心机构造复杂,所以在很长一段时间内未取得突破性进展。气体离心法的单级分离能力小,需要大量离心机,技术要求也很高,但其耗电量却大大低于气体扩散法的。

**富集方法** 当前应用于工业生产的主要是气体扩散法和气体离心法,激光法正处于研究开发阶段。

**气体扩散法** 其原理是基于分子扩散现象。根据气体分子运动论,在同一温度下,气体混合物的各种分子都具有相同的平均动能,因而分子的平均速度与分子质量的平方根成反比。也就是说,分子质量越轻,分子的平均速度就越大。这样就可以利用轻重分子的平均速度不同使轻分子得到富集。但这种结果只有在气压很低,气体分子通过很小的孔时才能表现出来。

具有无数小孔的元件称分离膜,分离过程就发生

在气体通过分离膜的过程中。通常要求分离膜上有足够多的均匀小孔,并且小孔的半径越小越好(以工作介质不在其中冷凝为限),大约为100~150Å。此外,要求分离膜有承受压差的机械强度,耐工作介质的腐蚀,价格便宜,且可大规模生产。

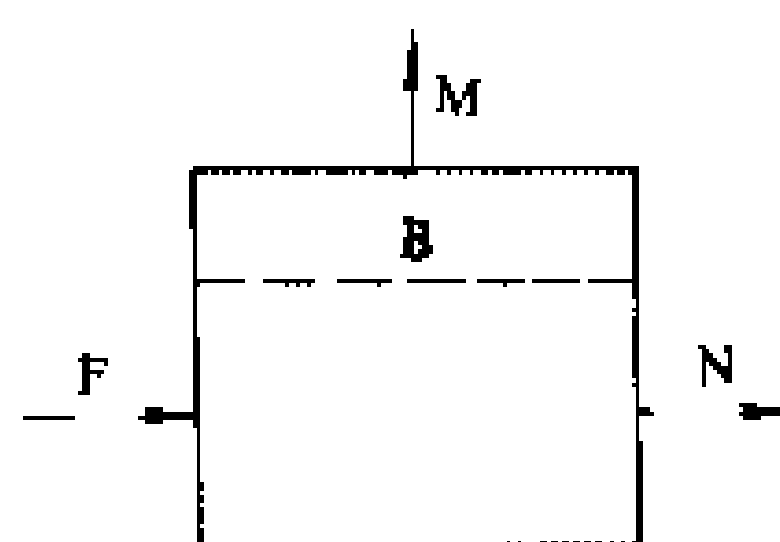


图1 分离器示意图

分离铀同位素的气体扩散厂的基本分离设备是分离器,采用的工作介质为 $\text{UF}_6$ 气体。图1是一个分离器的示意图。分离器必须有三个口,分离膜B就装在其中,F为进口,透过膜的那部分为M,称为富集流,其中轻组分得到了富集;未透过膜的那部分由N流出,称为贫化流,其中轻组分得到贫化。

为保证分离过程正常进行,每台分离器D(见图2)都带有必要的附属设备:在富集流和贫化流管道上分别装有一台压缩机C1和C2;在分离器入口有热交换器E,用于带出压缩热并维持分离器的操作温度;在每一级的贫化流管道上有调节阀或调节器V,用以调节膜前压力;F为供料口;此外还有各种管道、阀门及各种测试仪表系统等(图中未标出)。

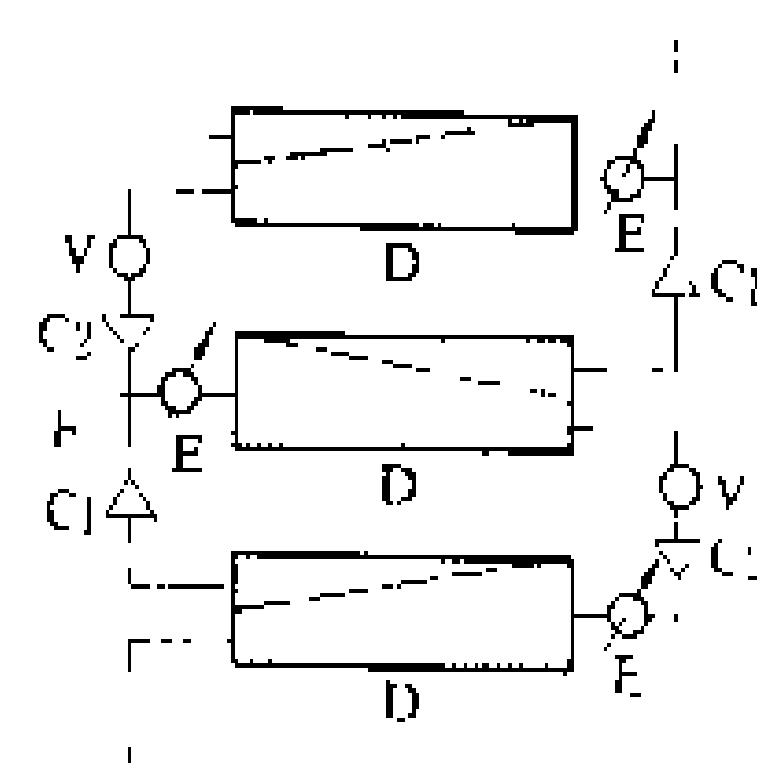


图2 三个扩散级串联的示意图

一台分离器与其附属设备构成气体扩散厂的最小分离单元,称为一个扩散级。一个气体扩散厂常常由数千个扩散级构成。扩散机的联接称为级联。

**气体离心法** 其基本分离设备是气体离心机。图3是一个逆流气体离心机的原理图。转子是一个直圆筒,由轻质高强度材料制成,围绕其轴作高速旋转。转子由下部的电机驱动,上下有支承,外壳内保持真空以减少转动阻力。转子中央是一根料管,供料从管中心供入。贫料由转子下部取出,产品出料管在转子上部,旋转挡板用于减小产品取料管对气体产生的干扰。

$\text{UF}_6$ 气体进入转子后,当离心机高速旋转时,气体分子可以受到比重力大几千倍的惯性离心力的作用,转子壁处的气体压力可以比中心轴处的高几百万倍,致使壁面附近的同位素丰度明显地高于中心处的丰度,而轻同位素 $^{235}\text{UF}_6$ 在轴附近得到富集。

气体离心法富集铀的工厂常需要装数以万计的离心机,但是规模大小比较灵活。离心机是高速旋转机



械,技术要求很高,转子需要使用轻质高强材料,且要求工作寿命长。目前西欧英、德、荷兰三国开发的离心机可运行10年以上。

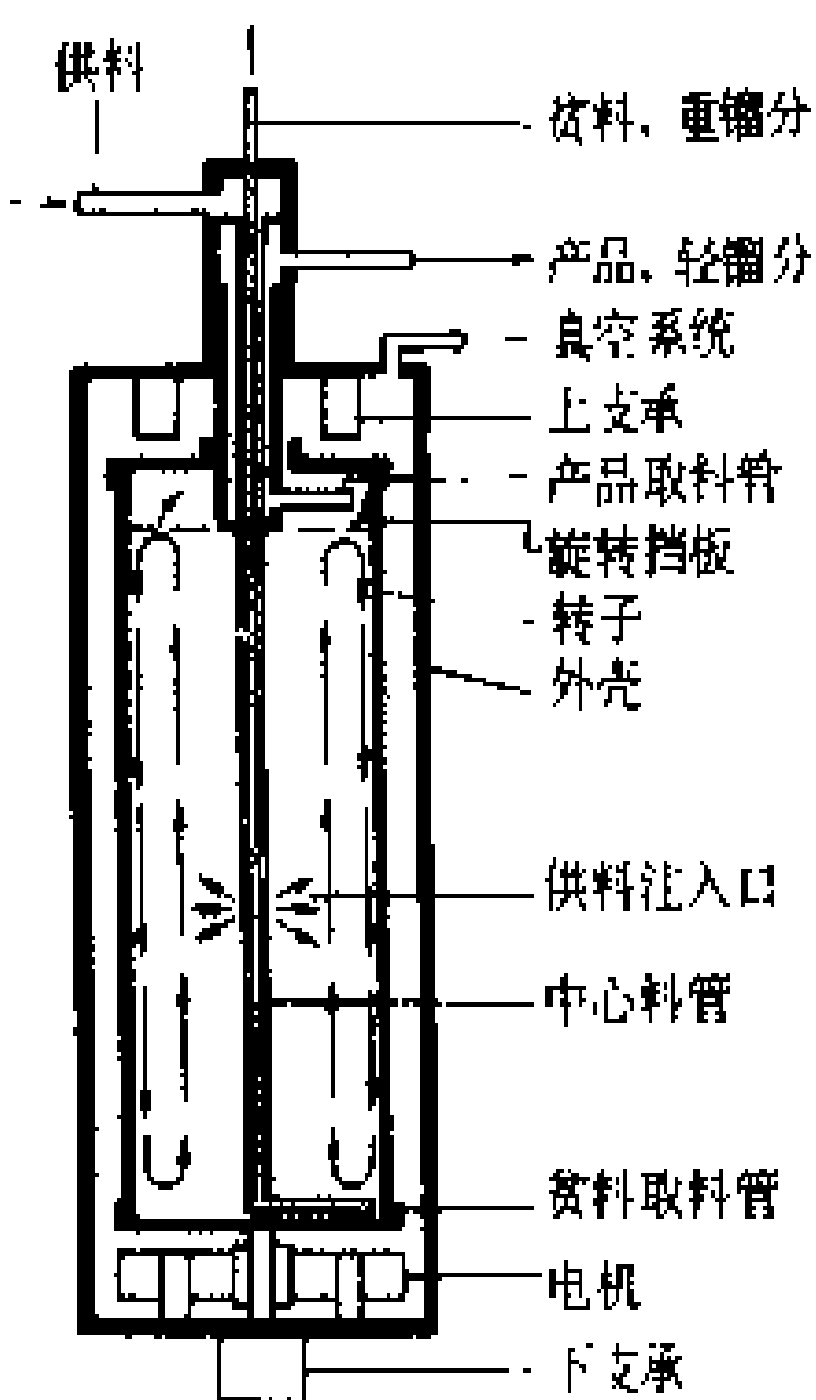


图3 内环流逆流气体离心机

激光法 根据同位素粒子(原子或分子)在吸收光谱上的微小差别,应用单色性极好的激光有选择性地将某一种同位素粒子激发到某一特定的激发态,再采用物理的或化学的方法将激发的同位素粒子与未激发的其他同位素粒子分开。

激光法可用于分离许多元素的同位素,其中以铀同位素分离最为重要,发展很快。激光铀同位素分离又分原子法和分子法,特别是原子激光法近年来发展最快,已进入工业化论证阶段。

原子激光法 全称为原子蒸发激光同位素分离法(AVLIS),其原理

如图4所示,整个装置包括激光器系统和分离器系统两大部分。用电子枪加热金属铀,产生高温铀蒸气原子束,再用铜蒸气激光器泵的染料激光器泵

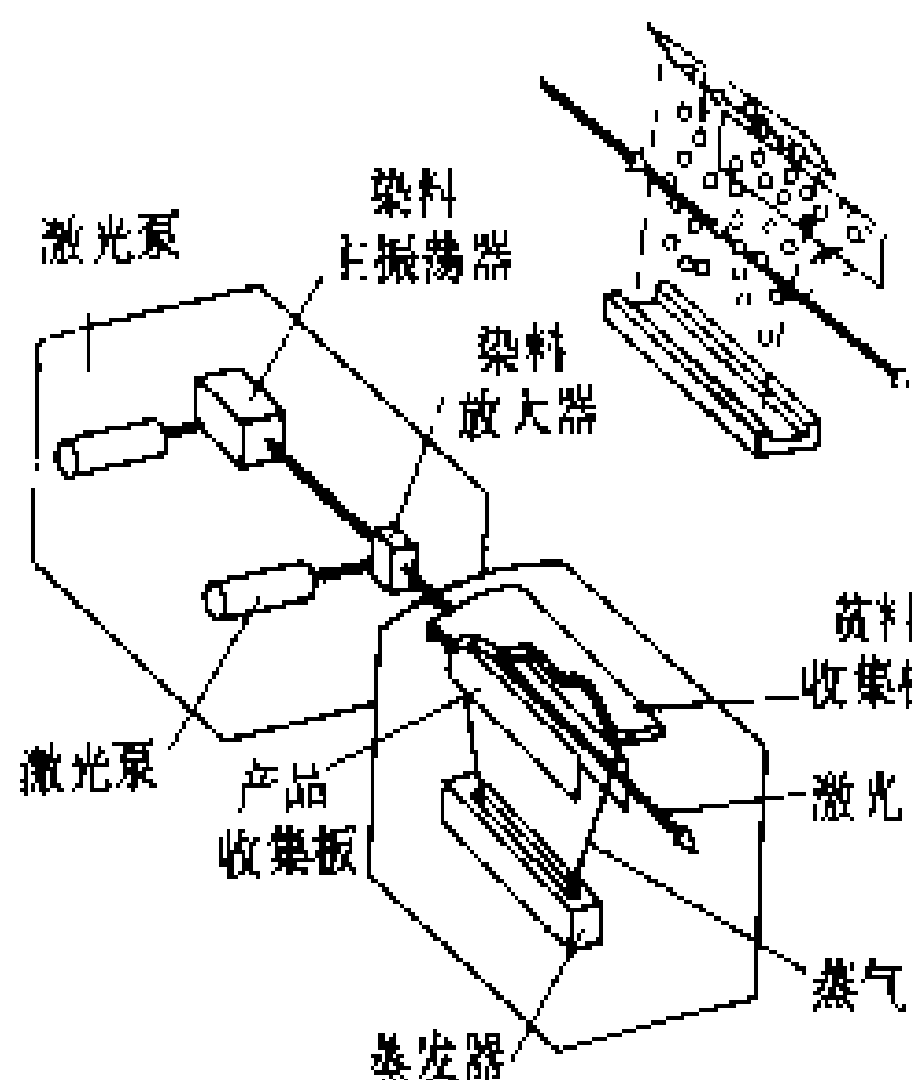


图4 原子激光法示意图

束,使之产生<sup>235</sup>U原子的二步选择性光激发和电离,同时用电磁场使<sup>235</sup>U离子产生偏转,与留在原子束中的<sup>238</sup>U原子分开,从而实现分离。

前景 除上述外,达到规模生产或已建示范工厂的有空气动力学法(包括喷嘴法和南非的UCOR法)、化学法等。正在实验室内研究的还有分子激光法,离心回旋共振法等。可以期望,离心法和激光法等新工艺不久将在铀富集工业中发挥积极的作用。

国际原子能机构(IAEA)和经济合作与发展组织核能机构(NEA/OECD)的研究表明:目前世界铀的生产已明显不能满足需求,其年缺口量到2000年可超过26000t铀。世界的铀富集能力对满足1995年前的需求是绰绰有余的,加上巴西、日本和南非等少数国家

和地区正计划扩大铀富集能力,预计在2000年前不会出现富集能力不足的现象。但在展望2000年后的形势时,还必须注意到现有气体扩散厂的更新问题。当今普遍的看法是气体扩散法已不能当作未来富集工业的基本工艺;离心法有投资和能耗低的优点,但由于该法技术复杂,性能尚需作进一步提高。因此,当前世界铀富集工业正面临着急待开发先进工艺的任务,尽快完成铀同位素分离替代方法的研究和发展工作,以便能更经济地生产富集铀(包括富集后处理铀),满足日益增长的需求。原子激光法正受到法、德、日、荷兰、英、美等国的重视,开展了大量的研究和发展工作。表中对三种主要铀富集方法的技术经济特点作了比较。

三种主要铀富集方法技术经济特点比较

富集方法	气体扩散法	气体离心法	激光法
发展阶段	成熟,改进余地小	已商用,有改进潜力	研究开发阶段,有开发潜力
单级富集系数	低	高	很高
单机物料流量	高	低	低
比能耗	高	低	低
比成本			
投资费	高	中等或高	—
运行费	高	低	—

#### 参考书目

World Nuclear Industry Handbook. Special Nucl. Eng. Int. Publications, 1989

本尼迪克特等著,核化学工程,第二版,汪德熙等译,北京:原子能出版社,1988(Benedict M et al. Nuclear Chemical Engineering. Second Edition. New York: McGraw-Hill Book Company, 1981)

(肖啸庵)

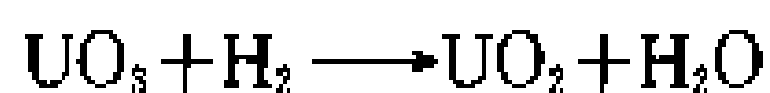
you de huaxue zhuanhuan

#### 铀的化学转换 (chemical conversion of uranium)

把铀精制的中间产品制成金属铀、铀的氧化物或氟化物等的过程。

二氧化铀制备 二氧化铀是生产核动力堆燃料元件的重要原料,也是制取金属铀、四氟化铀和六氟化铀的重要中间产品。制备二氧化铀常用六水硝酸铀酰、重铀酸铵或三碳酸铀酰铵作原料。将硝酸铀酰在空气中加热至300~450℃脱硝,得到橙色的UO<sub>3</sub>,反应式如下:

$$2\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O} \longrightarrow 2\text{UO}_3 + 4\text{NO}_2 + \text{O}_2 + 12\text{H}_2\text{O}$$
接着在600~800℃用氢或裂解氨还原得UO<sub>2</sub>,反应式如下:



上述过程在转炉或流化床中一步或两步完成。

重铀酸铵或三碳酸铀酰胺用氢直接还原或先热分解成  $\text{UO}_3$  或  $\text{U}_3\text{O}_8$ ，再用氢或裂解氨还原，可制得陶瓷级  $\text{UO}_2$  粉末。

四氟化铀制备  $\text{UF}_4$  是生产金属铀和  $\text{UF}_6$  的关键中间产物。工业上广泛采用干法制备  $\text{UF}_4$ 。在反应炉内用无水氟化氢于  $350\sim 600^\circ\text{C}$  把  $\text{UO}_2$  转化为  $\text{UF}_4$ ，反应式如下：



常用的反应炉有移动床、多级流化床及 L-C 炉。移动床和 L-C 炉均用  $\text{UO}_3$  为原料，多级流化床则使用重铀酸铵。

近年来，日本动燃团（动力堆和核燃料开发公司）发展了一种从矿石直接生产核纯  $\text{UF}_4$  的直接精制法。法国 Pechiney 公司也发展了相似的工艺。该法是用电解把  $\text{UO}_2\text{Cl}_2$  溶液还原成  $\text{UCl}_4$ ，加氢氟酸水溶液沉淀出  $\text{UF}_4 \cdot 3/4\text{H}_2\text{O}$ ，进行脱水处理制成  $\text{UF}_4$ 。此法目前尚处于中间工厂阶段。

六氟化铀制备 常用的制备方法是在流化床或火焰炉中借氟直接氟化  $\text{UF}_4$  制备  $\text{UF}_6$ ，反应式如下：



采用氟化物挥发法制备  $\text{UF}_6$ ，工艺流程简单。该法是在流化床中先将浓集物分解、还原制成粗制的  $\text{UO}_2$ ，接着氢氟化及氟化制成不纯的  $\text{UF}_6$ ，最后用分馏法纯化而得核纯的  $\text{UF}_6$ 。

金属铀制备 通常用如下反应制备金属铀：



钙热或镁热还原法制备金属铀各有千秋。一般来说，为了临界安全，高富集  $\text{UF}_4$  的还原宜用钙法，而大量生产常用镁法，以降低成本。

工艺过程是在高纯  $\text{MgF}_2$  衬里的钢制还原反应弹中进行。将  $\text{UF}_4$  粉末和镁粒（或屑）均匀混合并密封在反应弹里，置于电炉中加热到  $600\sim 700^\circ\text{C}$ ，引发镁热还原反应，弹内温度迅速达  $1500\sim 1600^\circ\text{C}$ ，金属铀和  $\text{MgF}_2$  同时熔化。经分层，金属铀熔体沉积在反应弹底部，而  $\text{MgF}_2$  熔渣浮在表面。冷却后去除熔渣，经酸浸、水洗，喷砂清理表面，得到粗铀锭。

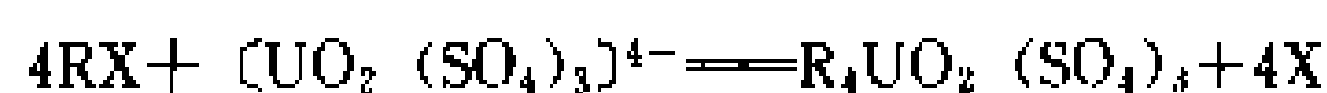
（谢家铭）

并制成铀氧化物的工艺过程称为铀的精制。

**铀的提取** 从不纯的浸出液中提取铀主要采用离子交换法和溶剂萃取法（简称萃取法）。前者适于处理低铀浓度的矿浆；后者则用于高铀浓度的矿浆。

离子交换法 又称树脂吸附法。它利用固体树脂与液体之间的化学置换反应，将浸出液中的含铀离子交换到固体树脂中去。饱和的树脂经水冲洗后，用硝（硫）酸或其盐类的水溶液进行淋洗（解吸），得到纯化而浓集的铀溶液。

在硫酸或碳酸盐浸出液中，存在铀的络合阴离子，可采用阴离子交换树脂，如季铵型树脂，进行交换，铀的络合阴离子按如下反应式被吸附到树脂上，而与杂质分离：

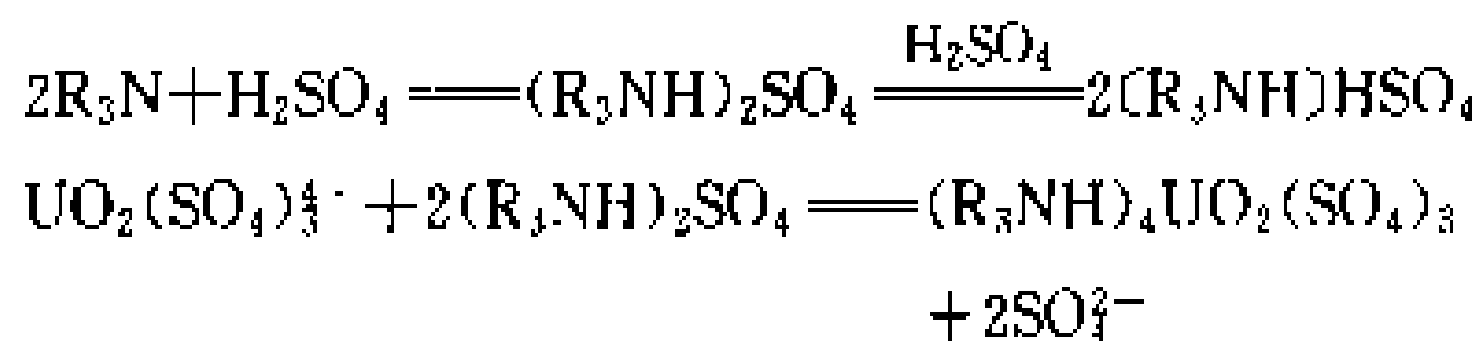


在吸附过程中，有些杂质如硅、铝、钒、锆和硫酸根等离子也会被树脂吸附，使树脂吸附的速度和容量降低，这种现象称为树脂中毒。中毒的树脂可用不同浓度的酸或碱溶液再生（解毒）。

吸附过程是在吸附塔中进行的。根据树脂与吸附液的运动状态，清液吸附设备有固定床塔、移动床塔、连续送流吸附塔；矿浆吸附设备有悬浮吸附塔、空气搅拌吸附塔、连续半逆流吸附塔。目前着重于研究进一步完善矿浆连续送流吸附塔，研制新型树脂，如加重树脂和大孔树脂。

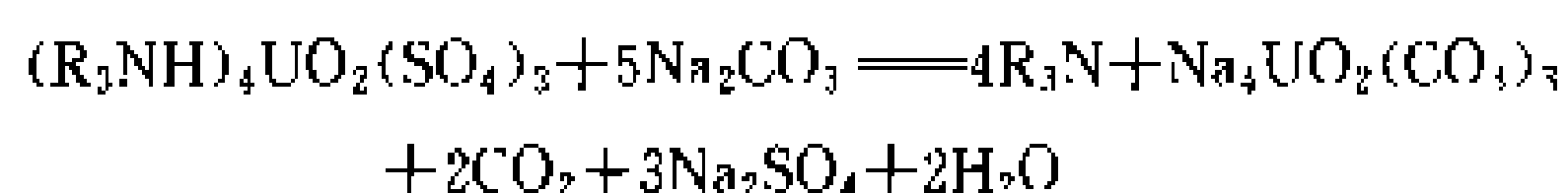
萃取法 利用一种与水不相混溶的有机溶剂（有机相）与含铀水溶液（水相）混合接触，将水相中的铀萃取到有机相，再反萃取到水相，从而与杂质分开，达到提取的目的。常用的萃取剂有膦类和胺类两种。获得广泛应用的典型工艺流程有达派克斯（Dapex）流程和阿麦克斯（Amex）流程。

阿麦克斯流程采用叔胺（如三脂肪胺）煤油溶液作萃取剂，异癸醇或高碳醇作改良剂。通常在多级混合澄清槽中进行逆流萃取。从硫酸溶液中萃取铀和由阴离子交换树脂交换相似。离子交换反应式如下：



饱和有机相要用酸化水或普通水洗涤，除去有机相中夹带的杂质。

反萃取 一般是用氯化物、硫酸铵或碳酸钠等水溶液进行的。用碳酸钠反萃取的反应式如下：



胺类萃取剂中的叔胺具有很高的选择性，可分离大部分杂质（包括  $\text{Fe}^{3+}$ ），但对铜的萃取能力却较强。

you de tiou ne jin zhi

**铀的提取和精制**（extraction and refining of uranium） 分离铀矿石浸出液中的杂质，使铀部分浓集的工艺过程称为铀的提取；对铀的浓集物提纯，

为此,有机相需经加热及5%~10%的Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>溶液处理。

用二磷酸(D<sub>2</sub>EHPA)加磷酸三丁酯(TBP)作萃取剂,煤油作稀释剂,从硫酸溶液中萃取UO<sub>2</sub><sup>2+</sup>的达派克斯流程,在选择性上虽不及阿麦克斯流程,但允许进料水相含有300ppm的悬浮固体,在用碳酸铵溶液结晶反萃取制备核纯三碳酸铀酰铵(简称AUC)时,改用三烷基氧膦(TRPO)作改良剂,可进一步提高分离效率。

为省去麻烦的过滤操作以降低成本,各国纷纷研究直接从矿浆萃取铀。加拿大在脉冲筛板塔上用阿拉明(Alamine)336加异戊醇煤油溶液作萃取剂,在萃取固体含量为30%的矿浆中获得了成功。

淋萃流程(Eluex流程)是联合使用吸附与萃取,将饱和铀树脂的硫酸淋洗液直接进行萃取的一种流程。这种流程有利于工艺废水的循环使用,降低试剂消耗,提高产品纯度和金属回收率,已引起许多国家兴趣而发展出多种改进的淋萃流程。

从溶液中回收铀采用沉淀法。沉淀操作通常在反应槽中进行。间歇或连续操作都在应用。在酸法工艺中,有碱中和沉淀法和过氧化氢沉淀法。目前常用碱中和法。沉淀剂是氨水(或氨气)、氧化镁、氢氧化钠和石灰等。氨水沉淀法应用最广。过程是将淋洗液或反萃取液加热到50~65℃,用氨水中和至pH值为6.5~8.0,铀以重铀酸盐形式沉淀出来:



在碱法操作中,沉淀有氢氧化钠法,酸碱中和法及还原法。氢氧化钠法最大优点是母液可以再生、循环使用。过程是将碱液加热到50~80℃,加入NaOH使溶液的pH值达12或12以上,铀水解并沉淀:



溶液中某些杂质如铁、铝、铜、钒和硅等也随铀一起沉淀出来;另外,沉淀物还吸附许多杂质,如磷酸根、硫酸根及碳酸盐等。用不同的沉淀剂,如先用氨水,后用氧化锰分别控制pH值进行分级沉淀,分离部分杂质,改善产品性能;将沉淀物再制浆、洗涤又可除去部分杂质。沉淀物经压滤、脱水、120~175℃干燥,得到铀化学浓集物称为黄饼,其U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>含量一般为40%~80%。

**铀的精制** 把铀水冶产品——黄饼提纯的方法有离子交换法或萃取法。目前后者应用较多,萃取剂用选择性好又安全的TBP。该法为先将黄饼或铀氧化物溶于浓度为60%的硝酸,使铀浓度达到200~500g/L,剩余硝酸浓度为2~3M。在脉冲塔、混合澄清槽或泵倾析器中,用22%~40%TBP煤油或己烷溶液逆流萃取。饱和有机相用去离子水或0.1M HNO<sub>3</sub>水溶液洗

涤,再用很稀的硝酸溶液或去离子水加热至60℃反萃取以提取铀。这样得到的硝酸铀酰溶液经过滤后,根据后续工序的要求,或加氨水沉淀得重铀酸铵(简称ADU),或将溶液蒸发至UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>·6H<sub>2</sub>O(简称UNH),而后加热脱硝生成UO<sub>3</sub>。

(谢家铭)

youkuang dizhi

**铀矿地质** (uranium geology) 研究核能源铀、钍在自然界中分布、富集和赋存状态的科学。它脱胎于地质学,但又自成体系构成了一门综合性学科。其研究领域包括天然放射性元素在地壳各类岩石、水圈、生物圈中的丰度、地球化学特性、迁移聚散方式、富集规律、找矿方法以及开发利用条件等。天然铀、钍的核素除构成当代新兴能源外,并在现代物理学、医学、军工、农林、轻工、食品工业、金属探伤等领域中得到广泛的应用。该学科的理论成就和方法、手段还促进了一批相邻学科,如同位素地质学、环境科学、宇宙学、地震监测、石油勘探及许多非放射性矿床的学科理论与勘查手段的发展。

**发展简史** 该学科的建立与采铀活动密切相关。早期,铀作为染色剂用于玻璃和陶瓷工业。1896年发现铀具有放射性后,人们对铀矿开采发生了兴趣。该时期主要勘查较富的内生脉状铀矿床。1939年发现铀裂变时能释放巨大能量后,出现了铀矿勘察高潮,且勘察对象已迅速扩展到品位较低的外生和受变质矿床。70年代两次石油危机,促使许多国家把注意力投向核能,形成全球性的再一次找铀高潮。40多年来,铀矿地质作为一门学科也随之迅速发展。在有关理论指导下,先后找到南非金铀砾岩型、加拿大和澳大利亚的不整合面型、南澳的奥林匹克坝铜铀型等一大批储量在10万吨以上的巨型铀矿床。

**学科内容** 铀矿地质学尽管还较年轻,但已发展成一门综合性学科,主要包括铀矿物学、铀(钍)地球化学、铀(钍)矿床学、铀矿找矿勘探、放射性物探、放射性水文地质学等分支学科。

**铀矿物学** 迄今为止,自然界中已被发现的铀矿物与含铀矿物共180余种,且逐年还不断有新的发现。铀矿物学的任务是发现新的铀矿物或含铀矿物;研究各种铀矿物的化学成分、内部结构、形态、性质、成因、产出环境、与其他矿物的相互联系和共生组合规律,以便为铀矿石的利用、铀矿床的研究及找矿勘探提供依据。

**铀(钍)地球化学** 主要研究铀(钍)在地球各部分(地壳、地幔、水圈、大气圈和生物圈)的分布及其在各种地质作用中的行为和迁移聚散规律。这是一门

介于地质学与化学、物理学之间的边缘科学,对探讨铀(钍)在岩石和矿石中的存在形式及赋存规律、矿床的成因以及深地壳演化、成岩成矿时代等均具重要理论意义;对铀(钍)资源的探查,矿石的综合利用,以及环境保护等也有重大现实意义。

**铀(钍)矿床学** 研究各类铀(钍)矿床的地质特征,成矿地质条件及其时空分布规律的学科。研究内容包括矿体的规模、产状、形态,矿石组成,矿床的形成条件、成因、控矿因素及成矿规律等。铀矿床的研究是经济合理地进行找矿、勘探和开发的重要基础。

**铀矿找矿勘探** 根据地质工作的阶段任务分为铀矿找矿与勘探两个关联部分。前者又称铀矿普查,要求在一定地区内采集尽可能多的成矿地质信息,综合利用地质科学的各类知识与理论,使用有效的手段和方法以寻找铀(钍)矿产远景地区或直接发现矿产地。铀矿勘探则是在铀矿普查和揭露评价的基础上,为查明一个矿产地的经济价值或为保证铀矿山的正常建设和生产而采用坑道、钻探、物探、化探等技术手段和方法,按照一定的规范要求,探明矿石的储量(数量)和品位(品质),并编制出相应的图件和文字资料,说明矿床各方面的特征及开采条件,以作为开发和利用该矿床的依据。

**放射性物探** 又分为天然和人工放射性物探。前者是利用地壳中的天然核素,后者则利用某些非放射性元素受人工核素激发后所辐射出的射线来勘查核资源或解决地质问题。通常使用的手段有:航空、车载、地面、钻孔、坑道等 $\gamma$ 测量或 $\gamma$ 能谱测量, $\gamma$ - $\gamma$ 、中子- $\gamma$ 、中子等测井,以及用于探测气态核素的射气、径迹测量等。

**放射性水文地质学** 研究地下水中放射性元素(铀、钍、钷等)的富集条件、自然界中放射性水的形成、分布及其化学成份的学科。根据地下水中的放射性异常现象,可以发现放射性矿水和放射性元素矿床。

**现状与展望** 随着地质勘探工作的进展,出露地表容易被发现的铀矿床日益减少,找矿的深度和难度逐渐增大;除少数未开发地区外,铀矿地质工作面临着一个以找寻盲矿为主的新阶段。它要求更深入探讨和完善铀矿成矿理论,提高数据处理和推断解释的水平,综合使用各种找矿手段和开拓新的找矿方法。鉴于面临的新课题,铀矿地质领域正广泛引进和发展多种理论和方法,诸如板块理论、成矿实验、数学地质、遥感技术以及模式找矿等。20世纪60年代起,美国领先进行了全国系统性的铀资源远景预测评价工作,以对未来的能源结构提前进行合理规划。中国也从1985年开始分期分批地开展了这项工作,它的实施无疑将促进铀矿地质的发展和使整个国家找铀队伍的布局更趋合

理。由于运用现代成矿理论建立起各类矿床的成矿模式并用于找矿,当前无论是在老矿区成新区、新类型的开发方面均已步入目的找矿的新起点。

未来的数十年内,随着能源结构的变化,核资源利用范围的扩展,海水提取铀的技术以及可控聚变反应技术的突破,铀矿地质的概念与研究对象都将出现重大的变化。

(张郁素)

youkuangshi kaicai

## 铀矿石开采 (mining of uranium deposit)

把工业品位的铀矿石从地下矿床中开采出来的原料工业。铀矿开采与其他固态矿种的开采基本相同,不同的是铀矿石一般难以靠肉眼鉴别,且具有放射性,不断释出 $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ 射线及衰变的氢。因此铀矿开采必须借放射性物探技术,同时要采取相应的防护措施。此外,铀矿床一般矿体小而分散、形态复杂、矿化不均、连续性差,所以生产能力小,矿山寿命短,成本较高。

铀矿石开采的方式主要有地下开采和露天开采。近年来,对一些埋藏深、品位低、围岩圈闭条件较好的矿山也采用了化学开采法。

**地下开采** 通过掘进地下井巷,从矿体中采出矿石,它的工艺比较复杂,一般在矿体埋藏较深时采用。它分为三个步骤:开拓、采准和回采。开拓是从地面到矿床开掘巷道,使其间形成完整的运输、通风、排水等必要的系统,以便在矿床内进行采矿准备。采准是在开拓好的矿床范围内,根据矿体和围岩的特点选择采矿方法,对矿体掘进一系列井巷,如运输井巷、通风井巷、人行井巷及放矿井巷等,以便从采场采出矿石。回采是在采准好的采场内通过凿岩爆破、装运矿石、支护壁顶及空场处理等把矿石采下运走的过程。回采时要努力降低矿石的损失与贫化,提高资源利用水平。

**露天开采** 先剥离矿体上方的表土和覆盖岩石,然后进行采矿。与地下开采相比,露天开采的基建费少,工期短,成本低,安全性好。对埋藏较浅、剥采比适中的矿床应优先采用露天开采。

**化学采矿法** 通过一系列钻孔把稀酸(碱)化学溶剂直接注入地下矿体内浸出,经抽出孔回收含铀的浸出液,到地面进行水冶处理。与地下开采法相比,这种采矿方法工艺简单,投资少,成本低,劳动保护好。对开发低品位铀矿有广阔的前景。

随着能源需求量增长,化石燃料资源的减少,世界各国正在积极开发清洁、安全、廉价的核电。作为原料工业的铀工业也将随之发展。中国自20世纪50年代发展核工业以来,铀矿开采已积累了丰富的生产建设

经验,开发了适合国情的铀开采技术,生产了满足国内需要和出口的天然铀。

(李开文 王 鉴)

youhu hunhe taoci ranliao

**铀钍混合陶瓷燃料** (mixed Uranium-Thorium ceramic fuels) 由铀—钍混合氧化物、碳化物或氮化物陶瓷构成的核燃料,以 (U, Th) O<sub>2</sub>、(U, Th) C<sub>2</sub> [或 (U, Th) C] 及 (U, Th) N 表示。铀钍混合陶瓷燃料含有易裂变核素<sup>235</sup>U (铀—235) 和可转换核素<sup>232</sup>Th (钍—232), 是钍循环高温气冷堆的一种重要燃料体系。它也可能用在轻水增殖堆 (LWBR) 或加压重水堆 (PHWR) 中。在钍循环水堆中,使用的铀钍混合陶瓷燃料主要是混合氧化物 [(U, Th) O<sub>2</sub>]。 (U, Th) O<sub>2</sub>, 其主要物理性质列于表中。它的晶体结

构与 UO<sub>2</sub>、PuO<sub>2</sub> 或 (U, Pu) O<sub>2</sub> 的相同,是面心立方的 CaF<sub>2</sub> 结构。但是它具有更高的熔点,可以在更高的温度和比功率下工作。它也具有更高的热导率,因此在相同的功率下,燃料温度较低,裂变产物释放也就减少。它的化学稳定性也较好。铀钍混合氧化物芯块的制造方法基本和二氧化铀的相同。在钍循环高温气冷堆中,只有在非分离钍循环时,才使用铀钍混合陶瓷燃料 (U, Th) O<sub>2</sub> 和 (U, Th) C<sub>2</sub>。碳化物比氧化物熔点低,但热导率高,单位体积内裂变原子数多。在高温堆中,这两种核芯(燃料微球)的选择,决定于多种因素的综合考虑,即辐照下核芯迁移(称阿米巴效应)、裂变产物和包覆层间的作用、金属裂变产物的释放、核芯和湿气的作用和制造的难易程度。铀钍混合氧化物或碳化物核芯主要采用溶胶凝胶法制造。早期也采用粉末团聚法(见高温气冷堆燃料元件制造)。

(U<sub>0.7</sub>Th<sub>0.3</sub>) O<sub>2</sub> 的主要物理性质

晶体结构	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	熔点 (K)	比热容 (J/(kg·K))	热导率 (W/(m·K))		热膨胀系数 (K <sup>-1</sup> )
	298K			773K	1773K	(1100~2400K)
面心立方 (CaF <sub>2</sub> 型)	10.18	3598±50	314	5.2	4.0	12.5×10 <sup>-6</sup>

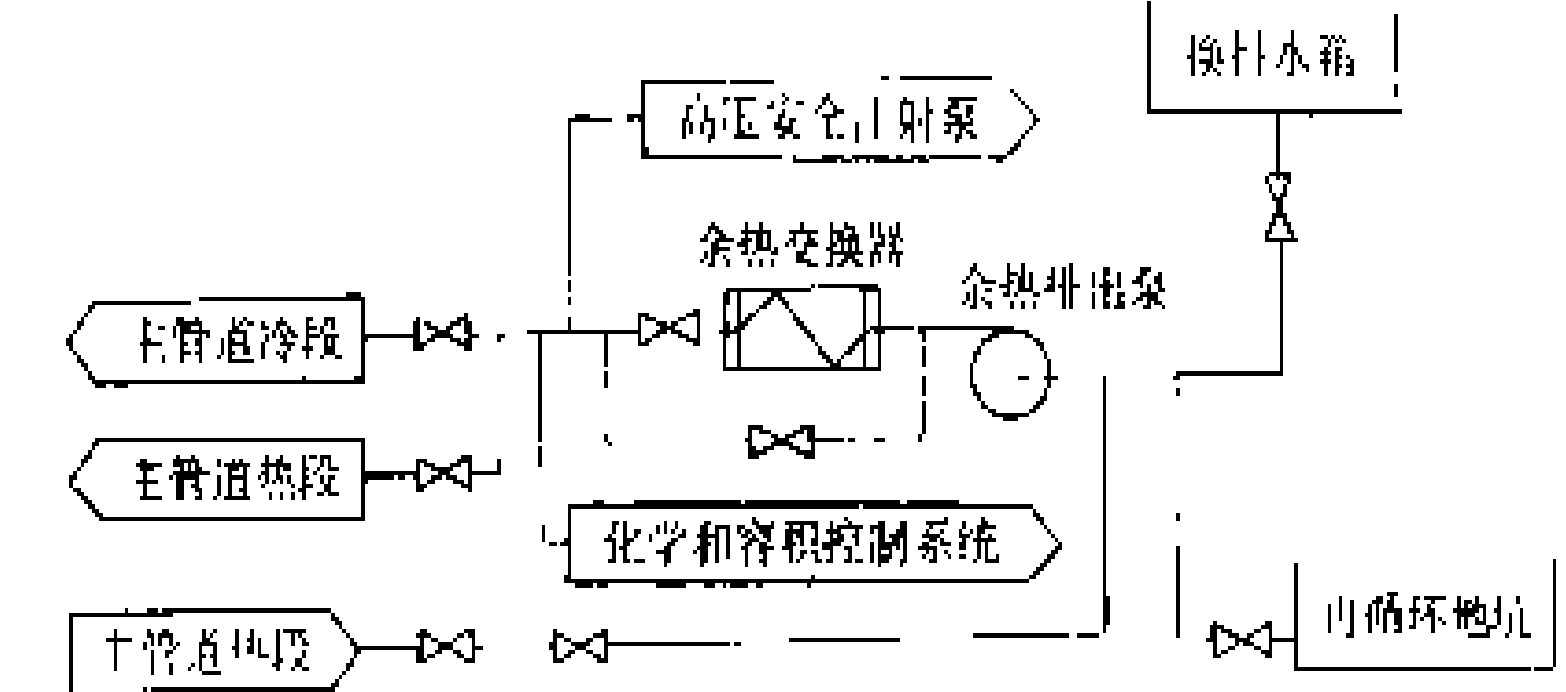
(邱学良)

yure paichu xitong

**余热排出系统** (residual heat removal system) 用于冷停堆时排出堆芯余热的系统,亦称停堆冷却系统,一回路辅助系统之一。很多核电厂中,本系统还兼作安全注射系统的低压注射分系统(见图)。其主要功能为:①正常冷停堆的第二阶段,即当一次冷却剂系统的压力和温度分别达到 2.5~3.0MPa 和 175~180℃时,把停堆后的堆芯剩余释热以及系统内介质和设备的显热,通过设备冷却水系统传输至最终热阱,使反应堆冷却剂的温度以一定速率降到冷停堆或换料操作温度,并保持这个温度;②在反应堆更换燃料开始时,将换料水箱内的含硼水输入换料水池,换料结束后,再将换料水池内的含硼水送回换料水箱;③失水事故时,兼作低压安全注射部分,将换料水箱内的含硼水或安全壳再循环地坑内的水,注入堆芯。

本系统通常设置两个相互独立、分离的系列。每个系列设一台余热排出泵和一台余热交换器。此两个系列同时使用,一个系列失效时,仅丧失部分冷却能力,但不丧失安全功能。余热排出泵为离心泵。每台泵设有小流量旁通管,以防止泵由于闭阀运行而损坏和过热。

余热交换器通常为 U 形管壳式结构,在设计上考虑到反应堆长期满功率运行后,停堆后一段时间内(通常考虑 20~24h)存在的余热和反应堆冷却剂与设备冷却水之间的最小温差,每台余热交换器按 100%的热负荷设计。其出口和旁通管道上均设置流量控制阀(见图)。



余热排出系统流程原理图

**停堆冷却** 反应堆冷却剂由余热排出泵从主管道热段吸出,经余热交换器管侧将热量传输给壳侧的设备冷却水后,再经主管道冷段返回堆芯,如此循环冷却堆芯。通过旁路调节余热交换器管侧的反应堆冷却剂流量,可控制反应堆冷却剂的降温速率。

反应堆冷却剂温度下降至 60℃以下时,反应堆冷却剂系统压力降至常压,便可进行换料或维修工作。

冷停堆后,不能利用正常下泄通道将反应堆冷却剂输入化学和容积控制系统净化时,在余热排出泵出口,大部分反应堆冷却剂被注入主管道冷段进入堆芯,而一部分反应堆冷却剂通过本系统低压下泄通道输入化学和容积控制系统进行净化,净化后的水返回余热排出泵入口再注入堆芯。在反应堆启动阶段,使用本系统的低压下泄通道维持一次冷却剂系统压力(2.8~3.0MPa),直至反应堆冷却剂泵投入运行及化学和容积控制系统的上充(离心)泵投入运行。

**换料运行** 余热排出泵从换料水箱吸入含硼水,经余热换热器旁通管和主管道冷段,进入反应堆压力容器,通过松开的法兰面溢入换料水池。当换料水池水位达到规定高度后,可进行换料操作。换料结束后,将换料水池内的含硼水送回换料水箱。

**失水事故堆芯冷却** 余热排出泵吸取换料水箱内的含硼水,注入主管道冷段,进入堆芯。在再循环阶段,余热排出泵将由安全壳再循环地坑吸取的水,经余热换热器直接注入主管道冷段和热段,使之进入堆芯。

(范霞飞)

yuanzihex

**原子核** (atomic nucleus) 原子中带正电的核心,由质子和中子组成。原子核的直径仅是原子直径的1/10000,但其质量却占原子质量的99.9%以上。原子核外有电子绕核不停地转动,就象行星绕太阳一样。质子和中子统称为核子。

**原子核的电荷** 原子呈电中性,原子核带正电,其电量等于核外电子的总电量,但两者的符号相反。核外电子数为该原子的原子序数 $Z$ ,因此核内质子数也等于 $Z$ 。

**原子核的质量** 原子核内中子数和质子数之和总称为质量数 $A$ 。由于质子和中子的质量都接近于1原子质量单位(1原子质量单位=一个 $^{12}\text{C}$ 中性原子处于基态的静止质量的 $\frac{1}{12}$ ),所以原子核的质量接近于 $A$ 个原子质量单位。 $A$ 和 $Z$ 以及原子核所处的能态是识别核素的标志,习惯将 $A$ 和 $Z$ 标在元素符号的左上、下角,例如 $^{12}\text{C}$ 。

**原子核的自旋** 原子核的自旋是原子核最重要的特性之一。根据量子力学规则,核自旋取 $\hbar/2\pi$ 的半整数和整数倍( $\hbar$ 为普朗克常数)。凡质子数和中子数都是偶数的核(偶偶核),其自旋为零;两者都为奇数的核(奇奇核),其自旋为 $\hbar/2\pi$ 的整数倍。质量数为奇数的核(奇 $A$ 核),其自旋为 $\hbar/2\pi$ 的半整数倍,遵从费密—狄喇克统计律。质量数为偶数的核(偶 $A$ 核),遵从玻色—爱因斯坦统计律。在自然界中稳定的核素有

一半以上为偶偶核,而奇奇核仅有少数几种。表征原子核大小的量,亦称核半径,通常有几种意义:①表征核电荷分布的半径;②表征核内核子分布的半径;③表征原子核核力的作用范围。它们均可近似地表示为 $R=r_0A^{1/3}$ 。式中: $A$ 为质量数, $r_0$ 的值在 $(1.1\sim 1.5)\times 10^{-15}\text{m}$ 范围内。

**原子核的半径** 核的形状接近于球形或椭球形。球形核因电荷分布对称,电四极矩为零;长椭球形核的电四极矩为正;扁椭球形核的电四极矩为负。原子核的体积近似地与 $A$ 成正比。核子密度大致相同,核物质密度也近似为常数且大得惊人,约为 $10^{17}\text{kg/m}^3$ 。自由的核子组成原子核时要放出能量,此能量称为结合能。重核和轻核结合较松,中等质量的核结合较紧,相应的每个核子的平均结合能前者比后者小,而后者约为8MeV。

**核力** 核子之间存在的短程强相互作用力。核力是短程力,其有效力程约为 $10^{-15}\text{m}$ 。核力近似地具有电荷无关性质,即两个核子处于相同的自旋和宇称态时,不管两核子是质子与质子、质子与中子,还是中子与中子,其核力具有相同的性质。核力具有饱和性,即每个核子只和它相邻的少数几个核子相互作用。用核力的饱和性可以解释核物质密度近似为常数和大多数原子核的每个核子的平均结合能几乎为一常数。核力是一种交换力,核子间通过介子发生相互作用。核子依靠核力的强相互作用使它们靠得很近,但核子间到很短的距离(小于 $0.4\times 10^{-15}\text{m}$ )时核力则变成强斥力(即排斥芯)阻止两个核子继续靠近。到目前为止,对核力的了解还不完全。

人们力图依据核子间的相互作用来解释核的主要性质。但直到现在,由于对核子间相互作用还不清楚以及在数学方法上解决多体问题还存在困难,因此对原子核的研究常采用一种唯象方法——模型法,现有液滴模型、壳模型、综合模型等。各种模型是以实验事实为依据,用人们已经熟悉的某种事物来比喻,用核模型来解释更多的实验事实和预见某些现象,并与理论进行比较。这些模型都具有一定的适应范围。

(李韵紫)

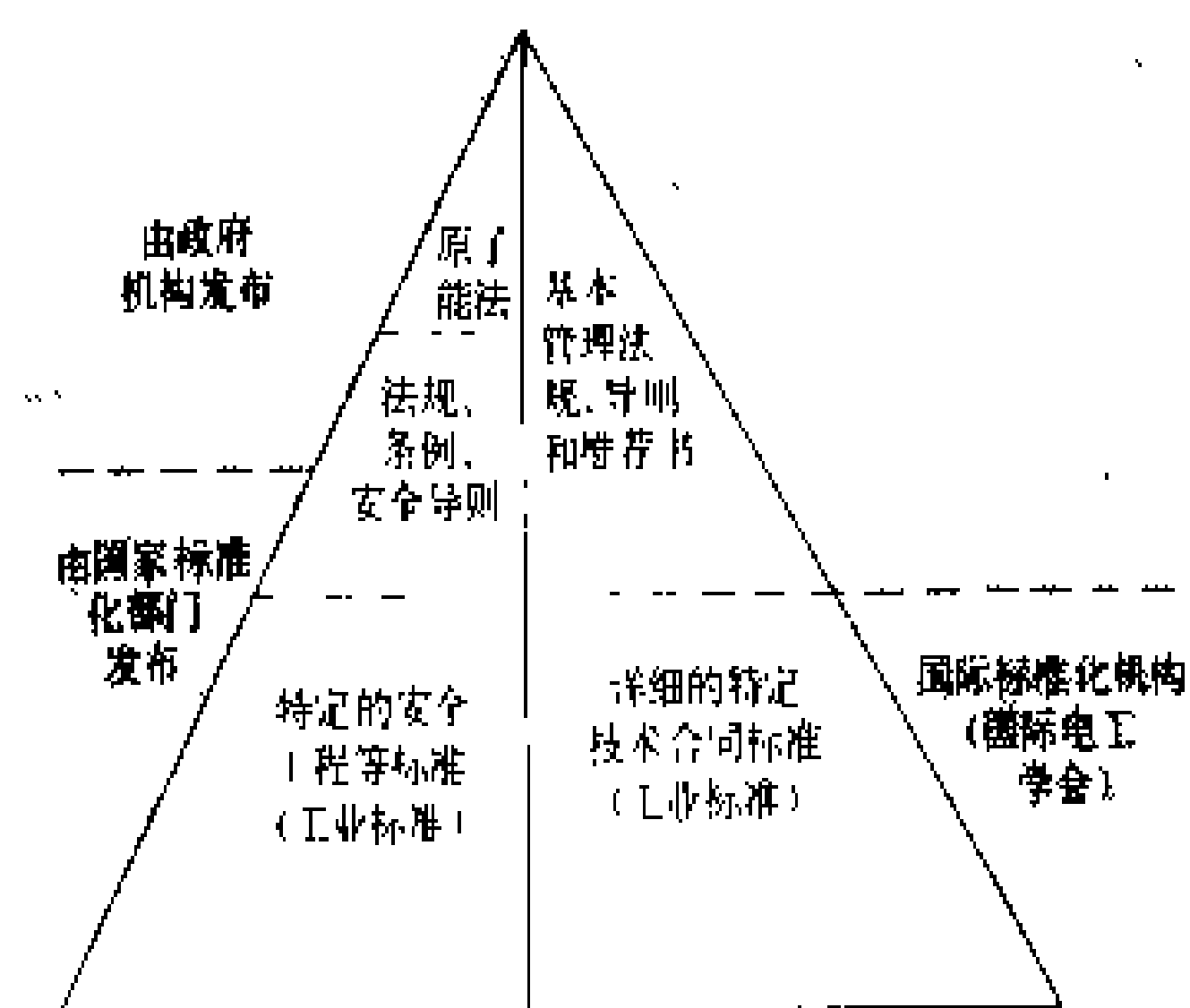
yuanzinenengfa

**原子能法** (atomic energy act) 为了促进原子能的研究、开发和利用,推动原子能事业的发展,保护资源、环境和公众的健康,加速本国现代化建设而制定的法律。原子能法是发展原子能事业的基本大法。在核立法中,原子能法在世界各国都被认为是最高层次的法律,见图。

原子能法是制定行政法规、条例、规定、导则和标



准的主要依据,凡与原子能法有抵触的,一律以原子能法为准。



原子能法地位

世界上第一部原子能法是美国制定的。美国政府在1945年12月20日提出了公法第585号,经第79届国会通过,颁发作为1946年原子能法,以后分别在1954年和1964年进行了修正。目前世界上已经制定原子能法的国家有:美国、英国、日本、联邦德国、印度、加拿大、罗马尼亚、澳大利亚、捷克斯洛伐克、保加利亚、波兰等。

原子能法的主要内容归结起来有下列几方面:适用范围的规定;原子能主管部门和安全监督机构的职责和权力;核科学研究与产业发展;核矿藏的开采;核材料的管制;核设施的监督和管理;核废物的处理和处置,以及辐射防护;核辐射装置和放射性同位素的应用;核事故应急管理和核损害的赔偿;国际合作与交流;奖励与惩罚;法律责任等等。

(张士贵)

yunxing gongkuang

**运行工况** (operating modes) 核电厂运行期间的正常工况与可能发生的异常工况(或称预期运行事件)及事故工况的总称。

**正常工况** 核电厂在运行期间经历的各种在运行限值范围内的运行工况,如启动、停闭和带功率运行等。有的也将维修、试验及换料等包括在内。

**启动与停闭** 启动是指从反应堆临界到发电机并网发电的整个过程,停闭与之相反。(见核电厂正常启动与停闭)

**升降负荷** 对轻水堆的负荷设计,渐增值为每分钟5%;步增值为10%,这主要考虑到快速功率增加和快速功率变化会损坏燃料棒完整性。这种影响是通过燃料芯块和包壳之间的相互作用产生的。在不同功率水平下,负荷变化率可以是不同的。在功率较低时,负

荷变化率可大些;在功率较高时,负荷变化率就要小些。在实际操作中,负荷变化率是远远小于设计值的,特别是在换料后或长期低功率运行后和较高功率时的情况,功率增长速率是很低的。对各种类型的反应堆,其升降功率都有严格的规定。

**基本负荷运行** 核电厂宜长期带基本负荷(指满功率或接近满功率)稳定运行。这样,调节一回路水中的硼浓度的操作少,产生的废液也就少。长期基本负荷运行只需补偿因燃料的逐渐消耗而减少的反应性。为此,通常是隔一定时间对硼进行稀释。

**跟踪负荷运行** 又分为日跟踪负荷运行与调频跟踪负荷运行。

(1)日跟踪负荷运行:由于白天和夜间对电力负荷需求不同,将核电厂在夜间低谷负荷时降低功率的运行称之为日跟踪负荷运行。目前设计的轻水堆的典型日跟踪负荷运行模式是12—3—6—3模式,即白天100%功率运行,晚间用3小时降低功率到50%,在50%功率水平上运行6小时,清晨又用3小时返回100%功率。也有采用14—1—8—1模式的。功率降到多少可以按电网要求安排,但一般不低于50%。变功率是移动控制棒将一次冷却剂平均温度维持在规定范围内,但必须保证堆芯中子通量密度分布的偏差在目标值的某一范围内(如±5%)。在堆芯寿命后期,硼浓度已较低,为了稀释硼所需要处理的冷却剂量剧增,这将成为日跟踪负荷运行的上限。一般在堆芯寿命初、中期可以采用跟踪负荷运行,而在后期可采用基本负荷运行。

(2)调频跟踪负荷运行:当电网中核电厂占有一定数量时,仅仅参加日跟踪负荷运行已不能满足电网负荷快速变化的要求,因此需要核电厂参加电网调频。通常改变反应堆功率的方法是移动控制棒位置。为了使堆芯功率分布不产生畸变,必须调整硼的浓度以恢复控制棒的最佳位置。因调硼是一个慢过程,不能适应电网负荷快速变化的要求。法国的法马通(Framatome)公司现采用灰棒来补偿因功率变化所引起的反应性效应,而用改变硼浓度来补偿由于燃耗所引起的反应性变化,以及在负荷变化时由于氙毒所引起的慢反应性变化。这样核电厂就可以参加电网的调频。德国的卡威屋(KWU)公司则采用两群控制棒组,一群称D棒组,一群称L棒组,用D棒组进行快速功率调节。频繁功率变化明显地增加灰控制棒的动作次数,因而引起灰棒的过量机械磨损,对燃料棒也有不利影响。

**延长寿期运行** 在堆芯寿命末期,由于冷却剂中硼浓度已降到很低,核电厂已不能按规定继续正常运行,需要停堆换料。但由于电网负荷的需要,不能停堆换料。这时可以降低功率继续运行一段时间。

**异常工况** 又称预期运行事件,是指偏离运行限值,达到或超过安全系统整定值,可能会引发停堆,但尚未造成事故的工况。有的分类法将异常工况包括在正常工况中。异常工况发生的概率不大,但每年均有可能发生。一般包括下列事件:①控制棒组件误抽出;②控制棒组件落棒;③部分失去冷却剂流量;④失去正常给水;⑤硼失控稀释;⑥给水温度降低;⑦负荷过分增加;⑧甩负荷;⑨失去外电源;⑩一回路卸压;⑪主蒸汽系统卸压;⑫功率运行时,安全注入系统误动作;⑬汽轮机在功率运行时跳闸和⑭运行基准地震等等。异常工况一般不会导致设备损坏,但如处理不当,可发展成事故。

**甩负荷** 在满功率运行时,发电机突然失去外负荷(如与电网解列),大量蒸汽通过旁路阀排向汽轮机凝汽器,控制棒下插,使发电机仅带厂用电负荷(约占满功率的5%~8%)。蒸汽旁通量可达到50%或85%,其排放量因设计不同而异。如果处理不当,则可能引发停堆。此时核电厂厂用电改由备用电源供电。为了验证对甩负荷的适应性,在调试时,要进行30%、50%、75%和100%功率等级的甩负荷试验。

**失去外电源** 核电厂至少有两路独立的外电源供电。失去全部外电源,相当于发电机甩负荷,同时失去备用电源。如此时反应堆仍能继续运行,则汽轮发电机组带厂用电运行。如处理不当,会引发停堆,造成全厂断电。此时厂用电的重要负荷由应急柴油发电机来承担。

**部分失去冷却剂流量** 如一台主泵失去电源。在功率较高时,失去一台主泵,由于流量与功率不匹配,会引发停堆。三环路或四环路的反应堆,失去一台主泵,从理论上讲,降低功率后可继续运行,即偏环路运行。偏环路运行带来两个问题:一是破坏反应堆受力的平衡,使堆芯和一回路受到很大的推力作用;另一个是停运环路重新投入时,由于向堆芯注入较冷的水而引起功率上升,以及较冷水对堆内构件造成不应有的热应力。所以一般不采用偏环路运行。

**失去正常给水** 给水泵故障、阀门误动作或失去外部电源等均会造成失去正常给水。失去正常给水后,会引发停堆,并启动辅助给水泵以带走堆内余热。

**功率运行时汽轮机跳闸** 汽轮机跳闸后,立即引发停堆,并投入辅助给水,以冷却反应堆。

**事故工况** 指发生严重设备故障,迫使紧急停堆,并自动启动专设安全设施,并有可能释放出大量放射性物质的工况。该类事故工况发生的概率很小,有的几乎不会发生,但在设计中已作了充分考虑,这也是衡量某种类型反应堆核电厂的安全性的标志。

现代核电厂的设计,对事故的处理采用30min原

则,即事故发生后,在30min内会按程序自动处理,不需人为干预。在此时间内,操纵员仅起监督作用。

有关事故工况的分类及处理问题,见核电厂事故分类、设计基准事故和严重事故。

(符德瑞)

yunxing guicheng

**运行规程** (operating instruction and procedure)

核电厂正常操作、处理故障和事故的法规。为使核电厂能安全、可靠、经济地运行,必须事先编制运行规程,并经过一定程序审批后方能实施。运行规程也是划分各类操作人员责任的依据。运行规程通常分总(综合)规程、系统操作规程、故障(或称异常情况)处理规程、事故(应急)操作规程、定期试验规程及信号响应规程等。运行规程的编写格式可以不同,但主要内容均相类似,主要包括:①标题;②适用范围;③依据;④初始条件;⑤限值与注意事项;⑥操作步骤。

重要操作必须使用书面操作票。必须明确规定遇到操作规程中未列入的操作时的处理办法。

对运行规程必须定期或不定期进行审评与修改,以保持运行规程符合实际。

**总规程** 总规程是核电厂正常操作的依据。

(1)启动规程:用以指导反应堆从冷态或热态启动和提升功率直至将发电机并入电网,达到机组的额定功率,或者在自动停堆后,再次启动所必须遵守的操作步骤。

(2)停堆规程:用以指导计划停堆或事故停堆后所需的操作步骤。

(3)功率运行和负荷变化操作规程:包括利用控制棒,化学补偿剂等进行长期或短期控制以及负荷跟踪等方面的操作步骤。

**系统操作规程** 包括核电厂所有主、辅系统及设备的操作步骤规定。一般每一个系统或设备均需制定相应的操作规程。

**故障处理规程** 或称异常情况处理规程。当系统或设备出现故障或异常,影响到电厂的安全运行时,指导运行人员如何使核电厂恢复到正常情况的规程。

**事故(应急)操作规程** 它是在发生事故停堆后,向运行人员提供判别事故,指导操作人员采取立即确认和随后动作的规程。事故规程主要内容包括:①标题;②依据;③征状(现象);④自动动作;⑤立即确认项目;⑥随后行动。

事故规程有以事件定向和以征兆定向两种。后者为运行人员提供更有效的判断和处理方法。

**定期试验规程** 定期试验规程是为了保证与安全相关的设备、部件或系统能够保持良好的工作状态,

且需要时,能有效地投入工作,以保证核电厂安全。定期试验规程中包括定期试验项目、试验步骤与频度等。

**信号响应规程** 核电厂有上千个报警信号。为了使运行人员对每个信号能有正确的理解,必须制定信号响应规程。信号响应规程内容有盘号、窗号、颜色、名称、定值、发出信号的原因以及处理方法等。

(邵向业 陈雄月)

yunxing tedian

**运行特点 (operating features)** 核电厂运行的基本原则和火力发电厂一样,是根据电网的负荷需求来调节反应堆功率,从而使核电厂出力与电网负荷需求平衡。核电厂的能量来源于反应堆核燃料内发生的可控核裂变链式反应。核裂变不仅释放出能量,同时产生具有强烈放射性的裂变产物及活化产物。裂变链式反应的控制及放射性产物的处理是核电厂所特有的。核电厂的运行特点是在运行时既要确保安全,不让超量放射性物质逸出厂外,对周围环境造成威胁,又要提高经济性,使其在能源结构中具有竞争力。不同堆型的核电厂具有基本相同的运行特点,但也有相异之处。下面列出轻水堆核电厂的基本运行特点。

**宜于带基本负荷运行** 由于对核电厂安全要求高,其系统复杂、建造周期长,所以,核电厂造价远高于火力发电厂的;但其燃料费用相对较低。为了提高经济性,核电厂宜作为基本负荷电厂在额定功率或尽可能接近额定功率的情况下连续运行,这可以使核电厂具有较高的容量因子。此外,核电厂带基本负荷运行还可减少因功率变动而产生的废水处理量。

**定期更换燃料** 轻水堆核电厂在首次装满核燃料后,按照事先拟定的换料方案定期停堆更换部分核燃料。一般换料是一年换一次,每次更换 1/3 (压水堆)或 1/4 (沸水堆)。在换料停堆的同时,进行必要的检修、检查与试验,约需一至二个月不等。

**负荷变化的限制** 为了确保燃料元件的安全,要严格限制核电厂负荷变化速度。压水堆功率渐增每分钟不得超过 5%,步增一次不得超过 10%。在更换新燃料或长期停堆后重新启动的情况下,对负荷增长速率更有特殊的规定。在一个核燃料循环末期,由于冷却剂中硼含量较低,硼稀释能力减弱,在功率下降后再提升到满功率,需要较长时间。对核电厂一般不进行调频,但在 24h 内,根据电网要求,负荷可作周期性变化。现在也有一些核电厂或采用灰棒或采用分群控制棒组来实现调频。

**绝对保证停堆冷却** 核电厂停堆后,堆芯核燃料仍会产生大量衰变热(持续时间长),如不导出,有可能发生堆芯熔化等特大事故。所以,在核电厂中设有

停堆冷却系统、安全注射系统、不间断电源(包括应急柴油发电机)与重要循环冷却水源等。在任何情况下,即使发生全厂断电与设计基准地震,也要确保堆芯冷却。

**严格的水质管理** 在压水堆核电厂中,一、二回路水质管理是关系到核电厂蒸汽发生器、燃料元件和管道等能否在工作寿期内安全运行的关键问题。

一回路水质变差会造成:①燃料元件表面污垢沉积;②腐蚀产物增加,而腐蚀产物在中子辐照下会被活化,生成放射性同位素(主要是<sup>60</sup>Co),从而给维修与检查带来困难;③水中出现过量的氟离子、氟离子和溶解氧,这可使不锈钢设备与管道及因科镍传热管发生严重的应力腐蚀。

二回路水质直接关系到蒸汽发生器运行的可靠性。二回路水中的杂质会产生氢氧化合物(游离苛性物质),这些化合物的过量浓集会导致蒸汽发生器的传热管产生晶间应力腐蚀。对用海水冷却的核电厂,需要监测海水漏入给水。

对一、二回路,有严格的水质标准,还设有在线仪表监测设施,并定期取样分析。

**特殊的剂量防护、环境监测及应急措施** 核裂变反应中产生大量的放射性物质,为此,核电厂的反应堆设有多层屏蔽,以对工作人员进行保护。沸水堆的蒸汽中含有放射性物质,所以对汽轮机及蒸汽管路也需要屏蔽。核电厂在正常运行时,仍然要处理一定量的放射性废物(见放射性废物处理)。所以核电厂有严格的剂量防护措施,并采用多种测量手段来从事厂区内外的辐射监测,包括工艺过程辐射监测、厂内区域辐射监测及厂外的辐射环境监测。在核电厂运行前,还必须制定出发生重大事故时的应急措施及实施方案(见核事故应急响应)。

**对运行人员的严格要求** 运行人员,特别是反应堆操纵员与高级操纵员,对核电厂的安全运行负有直接责任。所以国际上规定,对反应堆操纵员与高级操纵员,要经过长期培训后在上岗前进行多方面的考核,合格者由国家核安全机构发给运行执照。执照需定期更换,一般为两年。为了提高运行人员的水平与素质,一般要求设有全尺寸的训练用核电厂仿真机,定期对运行人员进行再培训。

**最终需退役处置** 核电厂在终止运行后,必须进行退役处置,即拆除所有放射性构件与设备,送往国家废物库。最终使厂址达到不受限制地利用或恢复成绿化地带。这是一个很长的过程,根据各国的退役技术政策,一般需几年到几十年,甚至百年。(见核电厂退役)

(张禄庆 符德璠)

## 运行性能指标 (performance indicators)

核电厂运行期间的安全性、可靠性、电厂效率以及人员安全考核的定量描述。国际原子能机构制定了一组有关核电厂运行安全指标,共七项,供各成员国采用。但它只限于安全方面。世界核电营运者协会提出了一组统一的、全面的性能指标,共10项。制定这些指标主要为的是监测与评定核电厂运行情况及其发展趋势,并可使之作为改进的依据。此外,它还有助于核电运行经验的国际交流与比较。这10项指标是:①核电厂可利用因子;②非计划不能利用因子;③非计划自动紧急停堆次数;④安全系统性能;⑤核电厂热性能;⑥燃料可靠性;⑦集体受照剂量当量;⑧低放固体废物量;⑨化学指标;⑩工业安全事故时间损失率。

**核电厂可利用因子 (unit capability factor)** 在某一给定时间间隔内,核电厂可用能量与额定功率和该时间间隔乘积之比,通常用百分数表示,其计算公式(以一年为例)为:  $(\text{额定功率} \times 8760 - \text{同期计划能量损失} - \text{同期非计划能量损失}) / \text{额定功率} \times 8760$ 。

常采用3年的平均数来表示,以减少年度中由于换料及计划检修的变化所产生的影响。

**非计划不能利用因子 (unplanned capability loss factor)** 在给定时间间隔内,核电厂由于自身未预料的原因而不能提供的能量与额定功率和该时间间隔乘积之比,通常用百分数来表示,其计算公式(以一年为例)为:  $\text{非计划能量损失} / (\text{额定功率} \times 8760)$ 。

由于电网故障、负荷不足、季节变化等引起的能量损失是电厂所不能控制的,不计算在内。

**非计划自动紧急停堆次数 (unplanned automatic scrams)** 在7000h临界运行中出现的非计划自动紧急停堆(保护系统逻辑动作)的次数。手动停堆以及手动停机引起的自动停堆不计算在内。其计算公式为:  $(\text{临界状态时非计划自动紧急停堆次数} \times 7000) / \text{同期临界状态小时}$ 。

**安全系统性能 (safety system performance)** 在某一给定间隔时间内,一个安全系统由于各种原因,其组成部件(或系列)不能使用性之和除以系列个数之商。选取何种安全系统用于安全性能指标,是依据该系统对避免堆芯损坏和防止延长停堆时间的重要性而定。不同堆型选取不同的安全系统。对压水堆核电厂,选取以下三个安全系统:①高压安全注射系统;②辅助给水系统;③应急交流电系统。对沸水堆核电厂,选取以下三个系统:①高压注射及热导出系统;②余热排出系统;③应急交流电系统。安全系统性能计算公式为:  $\text{组成部件(或系列)不可使用小时数之和} / (\text{需要系统}$

$\text{的小时数} \times \text{系列数})$ 。或组成部件(或系列)不可使用性之和/系列数

**核电厂热性能 (thermal performance)** 经修正的设计总热耗率与调整后的实际总热耗率之比,每月计算一次。其计算公式为:  $\text{调整后的实际总热耗率} / \text{修正的设计总热耗率}$ 。

**燃料可靠性 (fuel reliability)** 此指标是从冷却剂中的裂变产物活性推算出来的。其定义随堆型而定。对沸水堆,是指在蒸汽喷射器抽气器出口稳定排气中六种裂变惰性气体( $^{85}\text{Kr}$ 、 $^{87}\text{Kr}$ 、 $^{88}\text{Kr}$ 、 $^{133}\text{Xe}$ 、 $^{135}\text{Xe}$ 及 $^{138}\text{Xe}$ )的总活性率。对压水堆,是指在稳态下反应堆冷却剂中 $^{131}\text{I}$ 的活性归一化到同一净化率。以上二者均需修正反应堆冷却剂的本底。每月计算一次。

**集体受照剂量当量 (collective radiation exposure)** 在某一给定时间间隔内,所有核电厂现场人员,包括合同工与参观人员,受到的所有外照射全身剂量。为了减少年度变化的影响,一般采用3年平均值。

**低放固体废物量 (volume of low-level solid radioactive waste)** 在一定的时间间隔内,核电厂内已处理成供最终处置(埋葬或永久储存)形式的低放固体废物量。堆型不同,低放固体废物量差别很大。因此,此指标按堆型分列。其计算公式为

$$\text{运出量} + \text{同期库存变化量}$$

**化学指标 (chemistry index)** 比较反应堆冷却剂中几种杂质含量与核工业界所制定的杂质限值之比。几种杂质含量与限值之比相加并归一化。不同堆型取不同的数据。压水堆的直流式蒸汽发生器取下列三项数据:①最终给水的阳离子导电率;②最终给水的钠离子浓度;③凝结水泵出口的溶解氧。

压水堆再循环式蒸汽发生器取下列三项数据:①排污水中的阳离子导电率;②排污水中的钠离子浓度;③凝结水泵出口的溶解氧。

沸水堆取下列三项数据:①反应堆水的比导电率;②反应堆水氯化物;③反应堆水硫酸盐。

将几个重要的化学杂质参数合并成一个综合指标,测量值每天计算一次。

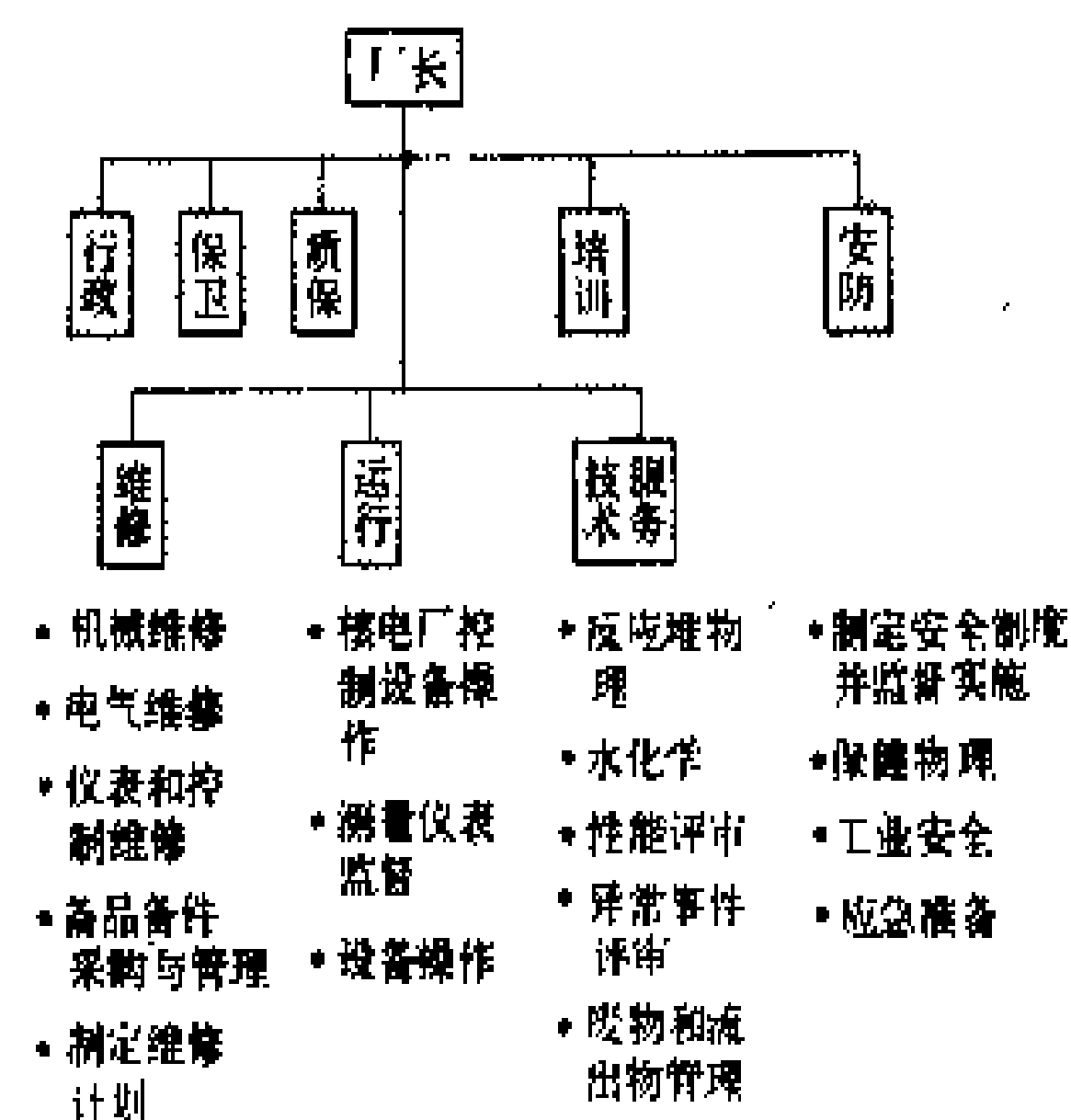
**工业安全事故时间损失率 (industrial safety lost-time accident rate)** 核电厂长期工作人员在每20万人·时或100万人·时中,由子事故造成一天或一天以上不能工作,或一天、或一天以上受限制工作或死亡的次数之和。选用20万人·时或100万人·时由各国自行决定。其计算公式为:  $[\text{造成损失时间、限制时间与死亡的事故数之和} \times 200000 \text{ (或 } 1000000)] / (\text{同期实际工作人} \cdot \text{时数})$

(张祿庆)

**运行组织与人员培训** (the staffing of nuclear power plant and training of operating personnel)

为核电厂安全可靠和经济运行的重要保证。由于核电厂的系统与技术的复杂性以及对安全有很高的要求,对核电厂各类人员均有明确的要求。对运行人员的培训核电厂设有培训中心。培训中心一般均配备全尺寸的训练用核电厂仿真机。

**运行组织** 核电厂的组织机构一般形式见图。直接生产部门或运行组织按职能分为两大类。一类是直接运行人员,包括日夜值班的运行人员及总工程师与运行主任。另一类是技术后援人员,包括维修人员和专业技术服务人员。此外,核电厂设有行政管理,辐射防护、质量保证和人员培训等机构。按中国企业法规定,在厂部设置总工程师负责生产和技术工作。



核电厂组织机构图

核电厂的人员必须具备与其职务相称的教育和技术经历:

(1)核电厂厂长与总工程师:必须是工科大学毕业的,并有多年从事电厂管理工作的经验,其中包括几年核电厂的运行经验。

(2)运行主任:必须是工科大学毕业的,有多年负责电厂的经验,其中包括几年核电厂的运行经验。

(3)维修主任:必须是工科大学毕业的,有多年负责电厂的经验或相当的工业生产经验。

(4)技术主任:必须是工科或理科大学毕业的,有多年负责技术工作的经验。

(5)直接运行人员:①反应堆操纵员及高级操纵员,必须是工科大学毕业的,高级操纵员还应具有至少2年核电厂的运行经验;②其他运行人员必须是高级中学毕业的,具有一定的操作经验。

**人员培训** 核电厂对各类人员应进行严格的培训。对直接运行人员中的反应堆操纵员与高级操纵员以及运行主任在培训后要经过考核,合格后由国家核安全机构发给操纵员执照方能上岗。执照按期更换。当持照人员较长时间离开岗位后,要重新考核取照。

持照人员的主要培训内容有:课堂授课、仿真机培训和参加核电厂调试。

(1)课堂授课:内容包括:①反应堆理论;②反应堆运行原理;③核电厂的设计特性;④核电厂的运行特点;⑤测量仪表与控制系统;⑥安全与保护系统;⑦辐射监测与安全设施;⑧运行规程;⑨燃料管理与堆芯参数;⑩放射性材料的操作与处理;⑪行政法规等。

(2)在核电厂仿真机上进行培训(有条件也可在同类型的核电厂实习):其内容包括:核电厂正常启动和停闭及常见故障和事故处理的模拟操作或实际操作。

(3)参加所在核电厂的启动调试:这是保证运行人员熟悉所在核电厂的一个重要阶段。

(4)非持照人员的培训:根据其各自的专业,在上述范围内,培训科目有所增减。

**再培训** 再培训的目的是保持已取得的足够的操作能力,特别是对那些不经常发生的工况,如变工况、异常工况及事故处理等,以及规程的变更,同类核电厂的运行经验等。再培训的对象重点是持照人员。再培训的手段主要是全尺寸训练用核电厂仿真机。

(居玉鑫 陈雄月)

# Z

zaosheng zhenduan xitong

## 噪声诊断系统 (noise diagnosis system)

反应堆或核蒸汽供应系统产生的各种随机噪声的测量和处理系统,用以对核动力装置进行故障诊断和早期事故预报。

反应堆或核蒸汽供应系统中某个设备或部件的故障都可能引发一种随机振动,这种振动反映在核蒸汽供应系统的主参数上,就成为一种随机噪声。因此这种随机噪声中就包含这类故障信息,其特征与故障的类型和性质密切相关。噪声诊断系统就是通过对随机噪声作特征分析,以判断故障的类型和性质。

噪声诊断系统的组成 通常由三个部分组成:①噪声信息的测量部分;②噪声分析或信息处理部分;③人机接口部分。噪声诊断系统可以采取在线监督的方式,亦可以采取离线分析的方式,或者两者兼而有之。对在线监督,要求有实时响应的能力,多半采用简单的分析模型,能及时给出异常的信息。当探测到核动力装置出现异常时,启动比较复杂的离线分析系统,以便对故障作出比较精确的判断。图1是在日本岛根-1号沸水堆上使用的噪声诊断系统的原理图。系统的输入变量为堆芯局部及平均中子通量密度、压力、总流量、再循环泵流量、堆芯孔板压降、水位、蒸汽流量和给水流量。

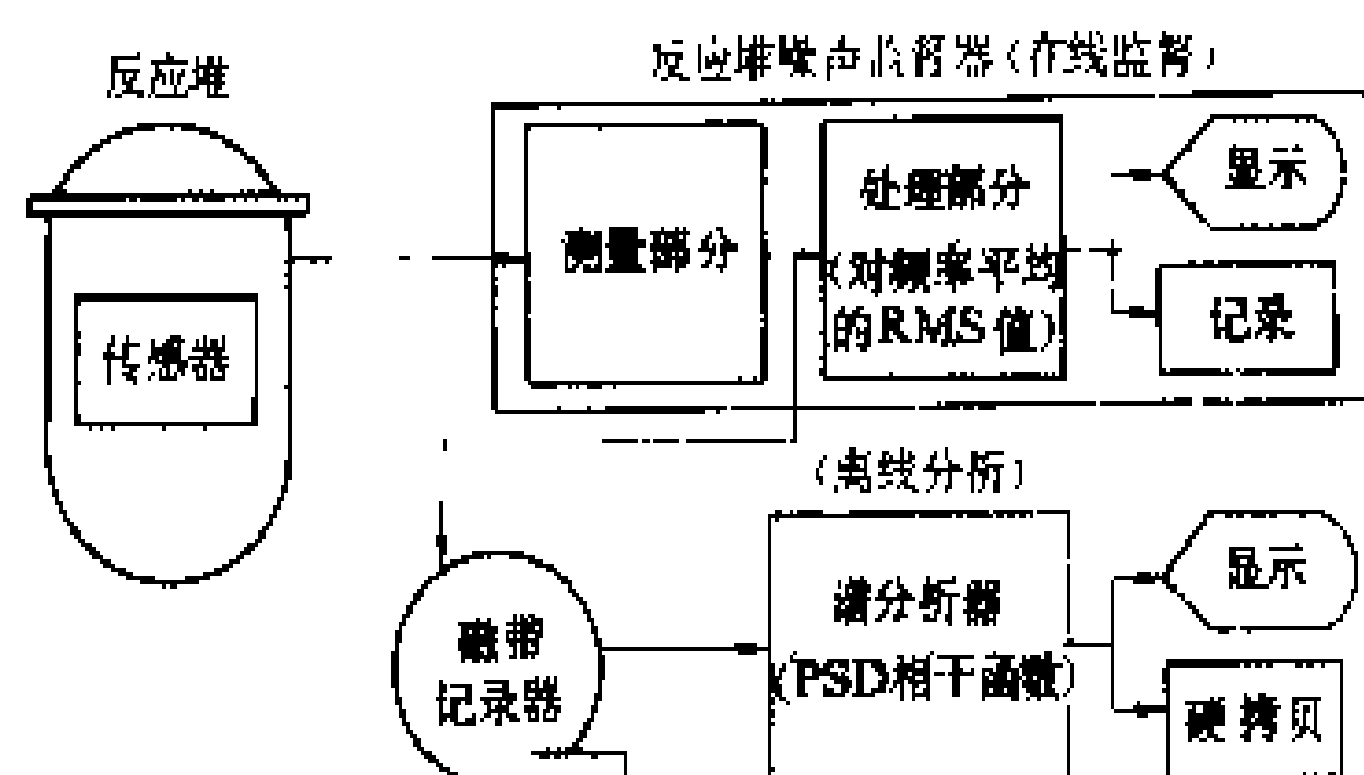


图1 岛根-1号堆噪声诊断系统原理

噪声种类 噪声是一种无规律的或随机的信息流,它反映了某种特定的随机过程。随机现象是科学上、工程上极为常见的现象。反应堆是一种颇为复杂的

工程系统,可以预期,在反应堆中会存在多种形式的噪声现象。

按噪声源来分类,噪声可能是发生在反应堆本身内部的一个过程,例如中子噪声或沸腾噪声;也可能是由反应堆的环境或有关设备诱发的随机过程,这种感生噪声既可以是有意制造的,又可以是自发的或无控制的。

按噪声信息的变量来分类,在大功率核电厂中,现有仪器仪表可提供许多有用的信号,已经使用的信号有中子通量密度、温度、压力、流量、位移、速度、加速度、声响和应变等。噪声诊断系统将采集叠加在上述变量上的随机信息。

噪声分析 噪声可以采用统计学的方法来进行描述和分析,诸如概率、概率密度函数的矩、均方根值等概念。更为复杂的方法有时域分析和频域分析两大类。

(1) 噪声的时域分析:时域分析的典型方法就是相关分析。一个信号在不同时间的值之间的相关程度称自相关;一对信号在不同时间的值之间的相关程度称互相关。相关方法已被用来进行钠冷回路的流量测量,在钠回路的两个点上,用相关分析对两个热电偶测得的温度噪声进行分析,以确定信号的传送时间,再根据热电偶之间的间距,就可算出流体的速度。

(2) 噪声的频域分析:噪声通常被描述为时间函数。然而按照傅里叶定理,一个时间函数可以表征为具有一定振幅和相角的不同频率的正弦波函数的叠加,对应不同频率的振幅构成表征噪声特征的频域特性。常用的功率谱密度(PSD)概念,比频率特性具有更具体的物理意义,它相当于傅里叶频谱的振幅平方。同时某个频带内所有谱功率之和就是该频带段的方差。傅里叶分析同样可以应用到互相关函数和自相关函数的分析上。经典的傅里叶变换,其工作量与采样次数 $N$ 的平方成正比。为了节省计算机处理时间,广泛使用快速傅里叶变换(FFT),利用正弦和余弦值多次重复出现的特点,其运算工作量仅与 $2N\log_2 N$ 成正比,远比 $N^2$ 低得多。

人机接口 简单的人机接口有显示和记录装置。为了使噪声诊断系统具有智能的功能(自动分析和识别故障),开发了运用模式识别技术的计算机数据处理系统。图2示出具有模式识别能力的监督系统方框图。被测参量经过快速傅里叶变换的数学处理,便可得到相应的功率谱密度对频率的分布特性,并从中选出 $n$ 个值,例如 $G_x(f_1), G_x(f_2), \dots, G_x(f_n)$ ,组成 $n$ 维测量向量,它反映被测噪声的模式识别特征。这种数学处理方法称数据聚类。系统可以在两种方式下运行,即学习方式和监控方式。在学习方式运行时,用以收集正常运行时或已知故障时的 $n$ 维测量向量,以建立模

式识别数据库。在监控方式运行时,将被测噪声的  $n$  维测量向量与正常值相比较,用其定量偏离  $D$  (每一分量偏离的平方和) 作为异常程度的量度。根据  $D$  值的大小作出故障性质和程度的判断。

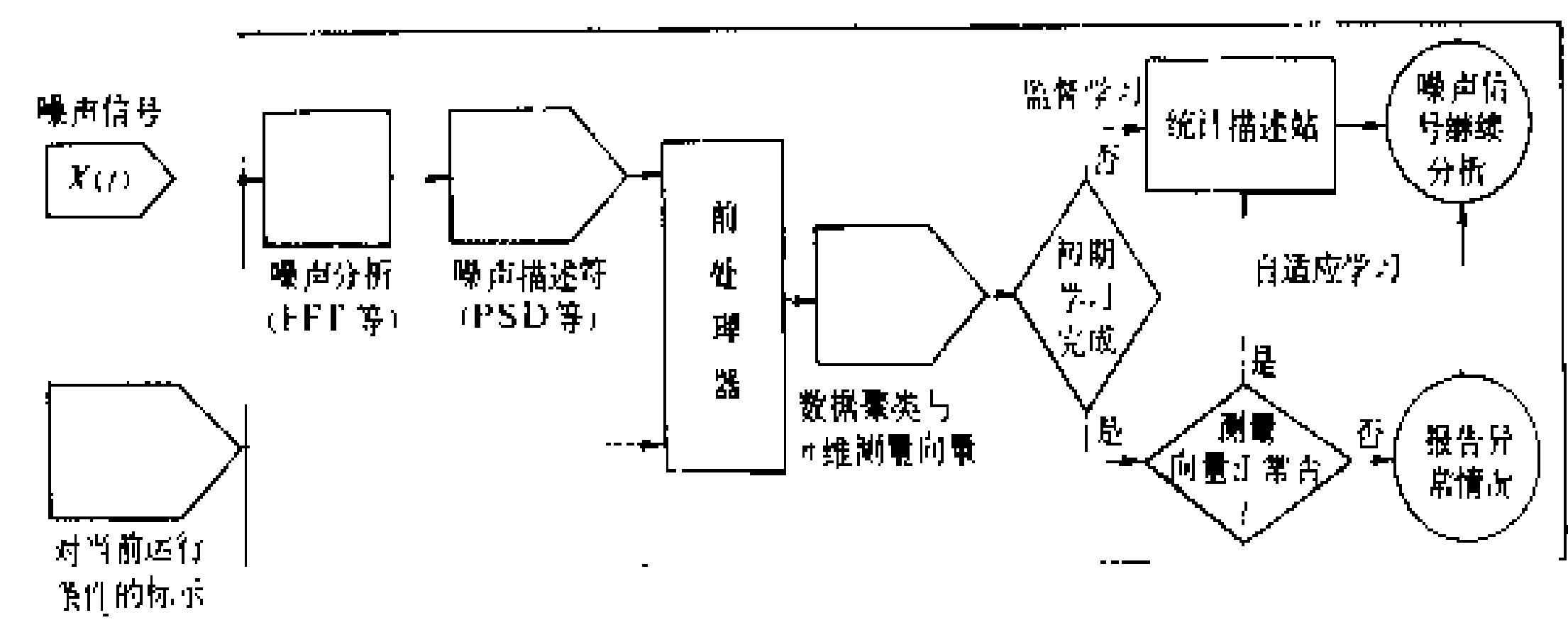


图2 具有模式识别能力的监督系统方框图

噪声诊断的应用 表中给出噪声诊断在压水堆上的部分应用。

噪声诊断在压水堆核电厂中的应用

现象	信号	说明
吊篮移动	中子通量密度	压力壳外电离室对吊篮与压力壳间水隙变化敏感
燃料棒振动	中子通量密度、温度	松动燃料棒产生反常的反应性和温度噪声
压力壳内部部件振动	位移、速度、加速度	流动噪声激发专门安装的移动传感器
松动部件	声音	来自金属间的碰触
流动阻塞	温度	出口温度噪声增强
下水管汽泡	中子通量密度	汽泡改变压力壳外电离室的信号
燃料故障	中子通量密度	故障燃料元件细棒束的缓发中子对不同的探测器有不同的传送时间,并可为故障定位
沸腾探测	中子通量密度、压力、声音、温度	变化汽泡的局部扰动产生无规则的噪声
控制棒异常	中子通量密度	控制棒移动的难捉摸的细节将影响反应性

参考书目

Joseph A. Thie, Power Reactor Noise, American Nuclear Society, 1981

(叶奇蓁)

zhaoqi dianzhan

**沼气电站** (biogas power station) 以沼气为燃料的发电站。利用有机废物制取的沼气作为发电机组燃料,通过沼气在发动机气缸内燃烧、膨胀推动活塞、曲柄-连杆机构将沼气能转变成机械能带动发电机进行发电。

沼气电站可分为纯沼气电站和沼气-柴油混烧电站。规模在 50kW 以下的为小型沼气电站; 75~500kW

的为中型沼气电站; 500kW 以上的为大型沼气电站。

沼气电站适宜在工矿企业、山区农村、小城镇以及远离电网、少煤缺水的地区应用。

**沼气电站的特点** 可概括为①沼气电站一般规模小、设备体积小、重量轻,发电机组大都在 250kW 以下,设备简单,改装容易,建设快,投资省。②制取沼气的有机废物,资源丰富,分布广泛,价格低廉,因而可就地取材建站,就地使用,不需远距离输送,不受季节影响,可全年发电。③沼气电站不仅可节省大量矿物质能源,还可以净化环境,促进生态平衡,具有经济、社会和环保效益。④沼气电站

的电成本略高于电网电能的售价。

**沼气电站的组成** 沼气电站主要由发电机组(沼气发动机和发电机)、废热回收装置、控制和输配电系统、气源工程和辅助建筑物等构成。

消化池产生的沼气经气水分离、脱硫化氢(脱二氧化碳)等净化后,由贮气柜输至稳压箱稳压后供给沼气发动机,进而驱动与沼气发动机相连的发电机而产生电力。而沼气发动机排出的废气和冷却水中的热量,则通过废热回收装置进行回收后,作为消化池料液加温热源或其他用途而得到充分的利用。沼气发电系统的工艺流程见图 1。

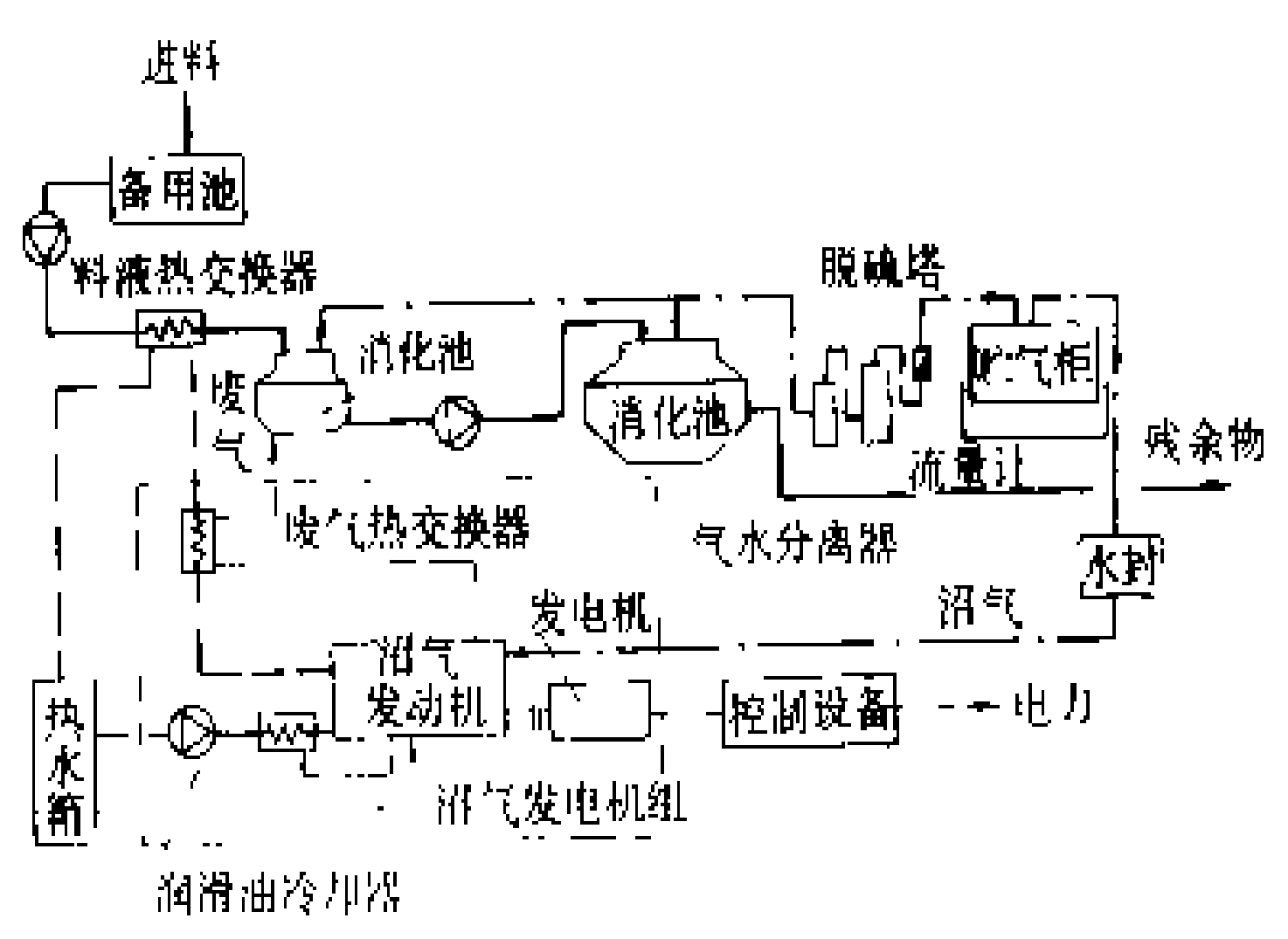


图1 沼气发电系统工艺流程示意图

**沼气发电机组** 对沼气发电机组的一般要求是: 起动方便, 运行平稳, 噪声较低(最好低于 85dB), 使用寿命较长, 成本低。基本的具体技术要求为: ①机组在常温(不低于 5℃)下, 采用机组的起动装置, 经三次起动应有两次成功; ②机组的调整率和波动率的各项指标应不大于表 1 中的规定; ③原动机燃料——沼气的甲烷含量大于 60% 时, 应能满足对机组额定功率的要求, 并符合表 2 中的规定。

沼气电站机组型谱如表 3。

表1 电压、频率要求

稳态电压调整率 (%)	电压稳定时间 (s)	频率调整率 (%)				频率稳定时间 (s)	波动率 (%)		
		稳态		瞬时			电 压	频 率	
		原 动 机						原 动 机 为 柴 油 机 改 装	原 动 机 为 汽 油 机 改 装
		柴 油 机	汽 油 机	柴 油 机	汽 油 机				
5	3	5	6	7	—	6	±1	±1	±1.5

表2 耗气率、节油率及热效率

燃料消耗	纯沼气耗气率 (m³/kW)	0.8
	沼气-柴(汽)油混烧节油率 (%)	80
热效率 (%)		30

表3 机 组 型 谱

额定功率 (kW)	1	2	3	5 (8)	20 (24)	40	50	75	100	120	150	200	250	500
额定电压 (V)	230, 400													
额定转速 (r/min)	3000, 1500, 1000													

注：1. 括弧中的产品不推荐；1、2、3千瓦机组为单相机组。

2. 沼气电站产品名称和型号、型谱的编制，按照JB1403—74执行。

以沼气为燃料的发动机为往复式内燃发动机，有纯沼气发动机和用沼气-柴（汽）油混烧发动机两种。

纯沼气发动机是用电点火方式点燃沼气和空气的混合气体，通过活塞的往复运动得到机械能。这种发动机改装比较困难，但不需要辅助燃料油及其供应系统，控制简单，维修方便，价格低廉，输出功率随沼气流量的减少而降低。

沼气-柴（汽）油混烧发动机是利用压缩点火方式点火，喷射的液体燃料油，由燃气的压缩热点燃，进而利用燃烧热使混合气体点火爆发，通过活塞的往复运动得到机械能。它改装容易，既可以燃用沼气-柴（汽）油，当没有沼气供应时也可以完全燃用柴（汽）油。由于它需保留原机的燃料供给装置，因而在控制和结构上较复杂一些。

发动机基本工作原理 沼气发动机是利用沼气或沼气-柴（汽）油燃料在气缸中受热膨胀的特点，通过点燃混合气，使缸内燃气急剧膨胀而产生压力，由曲柄-连杆推动活塞做功的热力机械。

发动机工作过程与柴油机相同，它的工作循环包括进气、压缩、燃烧膨胀做功和排气四个过程，详见图2。

由于燃烧气体的膨胀而将动力输送到外部，这一点与一般柴油机、汽油机相同。燃气和空气先经混合器按一定比例混合，然后在气缸中压缩并爆发。燃气点火后的燃烧反应与汽油机相同。

沼气的燃烧特性 与沼气的成分和燃烧条件有关。

(1) 沼气是由60%~65%的甲烷、30%~35%的

二氧化碳和少量一氧化碳、氢、硫化氢和碳氢化合物等组成的混合气体。因沼气中含有30%~35%二氧化碳等惰性气体，其辛烷值可达到125~130，故沼气是抗爆性高的气体，所以沼气发动机可选择较高的压缩比。

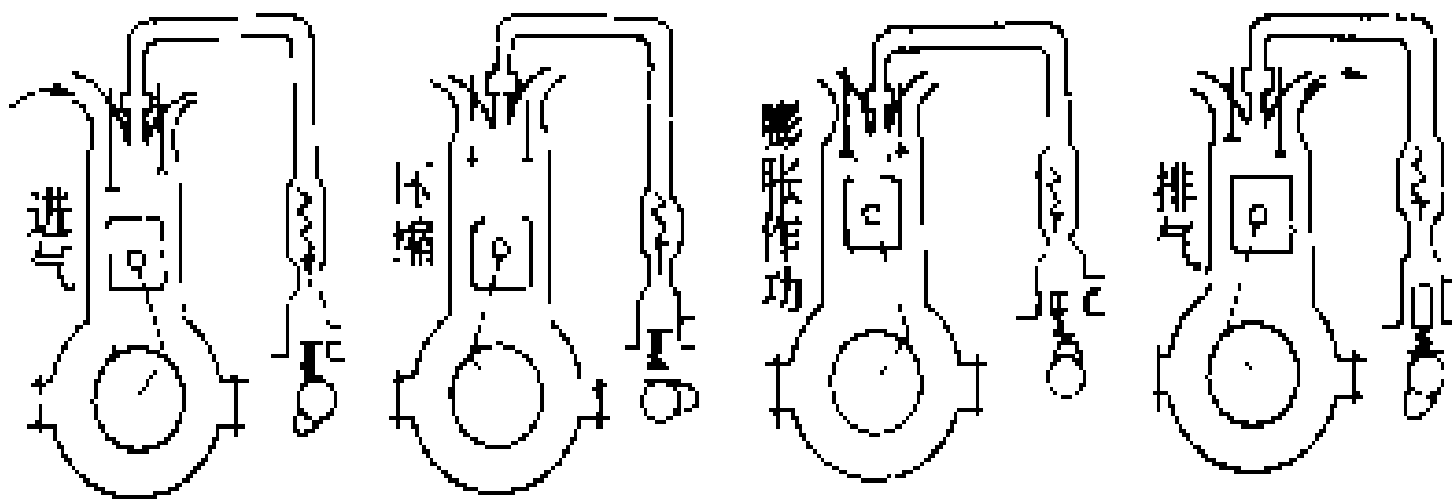


图2 沼气发动机工作过程示意图

(2) 沼气是一种优质廉价的气体燃料，具有较高的热值，一般为20934~25121J/m³，相当于0.45~0.55kg柴油。当沼气甲烷含量在50%时，即可进行正常燃烧。1m³沼气可发电1.2~1.8kW·h。

(3) 在密闭条件下沼气与空气的混合比在5%~15%之间时，一遇火种即引燃并迅速燃烧、膨胀。利用这一特性可使发动机获得理想的工作范围。

(4) 沼气具有临界温度低（-25.7~-48.42℃）而临界压力高（5.29~58.2×10²MPa）的特点，因此沼气是低速（0.268~0.4288m/s）燃烧液化困难的气体，所以必须把点火期提前。

(5) 沼气中含有有害成分硫化氢，对金属管道和设备有腐蚀作用，因此作为发动机燃料必须经疏水、脱硫净化处理，使发动机排烟浓度降低、灰尘杂质减少。

发电机 目前通常与沼气发动机配套的发电机有感应发电机和同步发电机两种。

感应发电机不能自己供给所需要的励磁电流，必



须由外部供给,因而它不能单独发电作应急电源。但它具有结构简单、体积小、重量轻、价格便宜等特点,特别适用于居住比较集中的农村中使用。

同步发电机能够用自己发出的电作为励磁电源,因而它可以单独发电作应急电源。但它需要励磁装置、交流补偿电路和同步装置,电路复杂。

由于两类机型各具有其特点,应根据用途进行选择。

**废热回收装置** 沼气发动机一般采用水冷却,除30%~35%的有效功以外,其余65%~70%的热量随排出的废气、冷却水、机油带走,这些废热有35%~45%可采用废热回收装置加以回收利用,使机组总能量利用率达到65%~85%,凡有条件的发动机均应采用。国内外废热回收通常采用热水热交换器、废气锅炉、废气吸收式冷热水器等装置产生蒸汽、热水和冷热风,用于消化池料液升温或采暖空调。中国目前沼气发动机废热回收率为35%~45%,总能量利用率为55%~75%。

**沼气气源工程** 对沼气气源及气质的要求为:

(1) 对沼气发动机必须连续稳定地供给一定压力(1470~2940Pa)的沼气,一般需经稳压装置稳压后输给发动机。

(2) 为保证用气安全,在沼气发动机前的沼气进气管上设置水封装置。

(3) 沼气需经疏水、脱硫净化处理,去除沼气杂质水份,使硫化氢含量在500mg/m<sup>3</sup>以下,再供给发动机。当沼气中甲烷含量低于50%时,还需要考虑脱除二氧化碳的提纯处理。

**沼气发电发展趋势** 中国经过20多年的发展,沼气发电已在工矿企业、乡村城镇、少煤缺水无(少)电地区和单位普遍应用;已研制出0.5~250kW不同容量的沼气发电机组,基本形成系列产品,并建成沼气电站115座,总装机容量2342kW,年发电量3010MW·h。当前的发展趋势是:提高机组先进性、经济性、可靠性和发展大容量机组,主要措施有:

(1) 开发100~500kW大中型系列机组,以满足大型环保处理工程沼气电站需要。

(2) 研制自动控制空气、沼气和空燃比的调速

装置,直接用沼气起动的先进装置,提高机组调速和启动性能。

(3) 优化沼气气源工程设计,提高产气量。

(4) 加强与机组配套的废热回收装置的研究,提高能量利用率。

(5) 降低发动机噪声,改善操作环境。

(朱锡宝)

zhengqi fashengqi

**蒸汽发生器 (steam generator)** 压水堆核电厂中,将反应堆冷却剂热量传给二次冷却剂产生蒸汽的设备。是一回路和二回路的分界,又称主热交换器。所产生蒸汽用于驱动汽轮发电机发电。

**类型** 蒸汽发生器按结构可分三大类,即卧式U

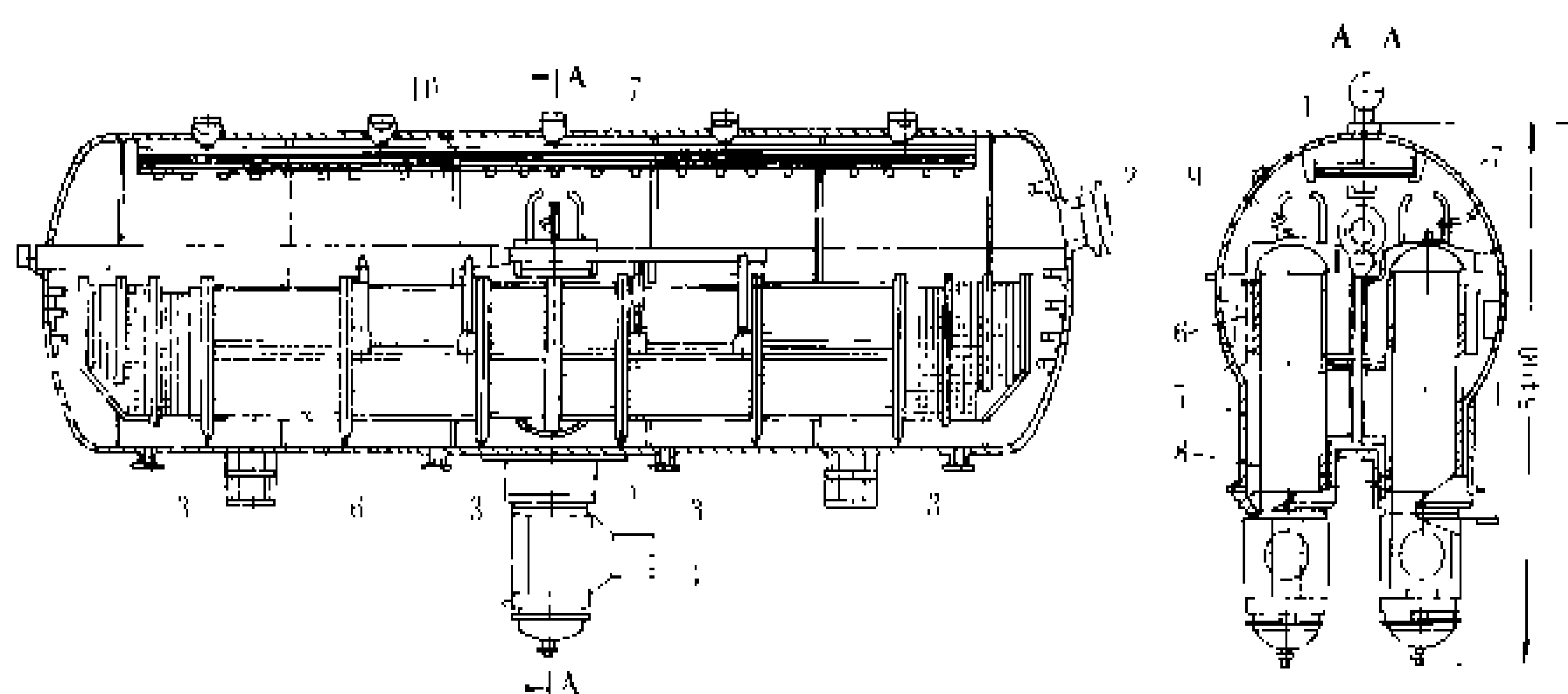


图1 卧式U形管蒸汽发生器

1—蒸汽出口联箱;2—人孔;3—排污和排水接管;4—冷却剂进、出口接管;5—冷却剂进口联箱;  
6—传热管;7—筒体;8—冷却剂出口联箱;9—回路排气管;10—汽水分离器

形管蒸汽发生器、立式直管蒸汽发生器和立式U形管蒸汽发生器。

**卧式U形管蒸汽发生器** 结构见图1。它的优点是汽水流动性能好,不会在传热管周围沉积淤渣而引起腐蚀;没有管板,加工方便;单位汽水分界面蒸汽负荷小,汽水分离装置简单。缺点是占地面积大,致使安全壳直径大。苏联的压水堆核电厂采用这种形式。

**立式直管蒸汽发生器** 结构见图2。它的优点是能产生25~30℃过热度的蒸汽,使电厂热效率提高1.5%~2%。缺点是对传热管材料、二回路水质和给水自动控制要求高;三里岛核电厂事故中还暴露了由于水容量小而在事故后排出余热能力不足的缺点。

**立式U形管蒸汽发生器** 结构见图3。它是目前大多数压水堆核电厂采用的蒸汽发生器。按容量和结构又可分为两种型式:①美国燃烧工程(Combustion Engineering)公司发展的型式,传热管为Π形,单台热功率约2000MW,空重达800t,为世界上最大的蒸

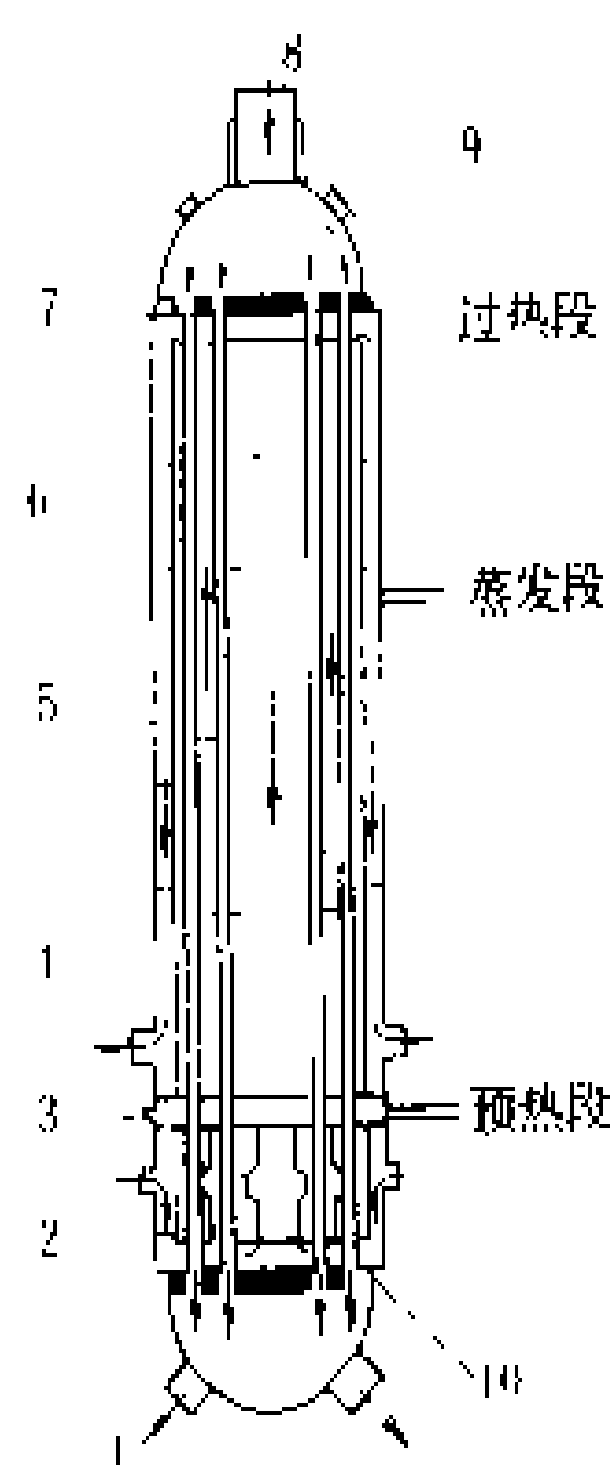


图2 立式直管蒸汽发生器

1—冷却剂出口；2—给水进口（2个）；3—应急给水进口；4—过热蒸汽出口（2个）；5—传热管；6—套筒；7—上管板；8—冷却剂进口；9—人孔；10—下管板

出，流入下筒体和管束套筒之间的下降通道，在套筒下端折入管束，然后由传热管外侧向上流动，同时由传热管获得热量而汽化。在达到管束顶部时，含蒸汽20%~30%。汽水混合物经汽水分离器和蒸汽干燥器后，蒸汽干度达99.75%以上。干饱和蒸汽经上封头顶部的出口接管沿主蒸汽管道流向汽轮机。蒸汽限流器通常为设在出口接管内的文丘里管（有时为设在主蒸汽管道内的节流孔板），在发生蒸汽管道破裂事故（见设计基准事故）时，能限制蒸汽流量在额定流量的200%左右，使反应堆冷却剂温度不致下降过多，以防止反应性剧增而引起超临界事故。

**立式U形管蒸汽发生器的结构** 主要由筒体、传热管束、汽水分离装置、支承件及松动监测装置等构成。

**筒体** 分两段不同直径的圆筒，由一个锥形筒相连。上筒体内装汽水分离装置和给水管组件，设有人孔以便检修。其顶部的上封头通常为标准椭圆形，主蒸汽出口接管位置在中央。下筒体直径较小，内装传热管束及有关部件，其下端与管板连接处有一段加厚，以降低连接处的应力，从而减薄管板。U形传热管两端与管板胀接和焊接。管板厚度为500~550mm，材料为低合金钢，与反应堆冷却剂接触的下表面堆焊约6mm厚的奥氏体不锈钢或镍基合金。下封头通常为半球形，内表面堆焊奥氏体不锈钢，由一块平板或弧形板分隔为进

口和出口两个水室，各有冷却剂接管和维修用的人孔。下封头与管板之间有时设一段高度为300~400mm的球截形筒或直筒，使下封头焊缝作局部热处理时管子和管板接头处的温度不过高，以免管子敏化和胀接处松弛。

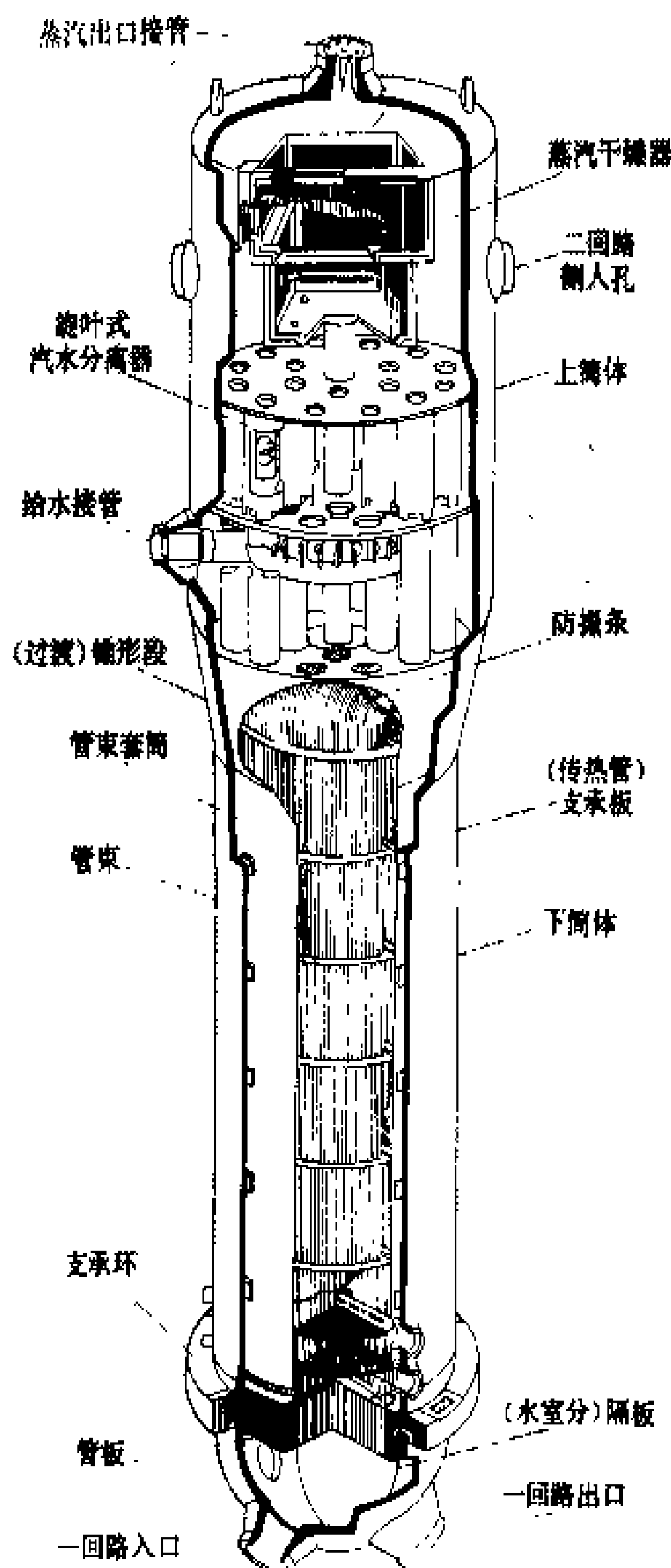


图3 立式U形管蒸汽发生器

**传热管束** 传热管为细长薄壁U形管，常用管径有22、19、15.8mm，相应壁厚为1.27、1.09、0.86mm。单台热功率1000MW的蒸汽发生器有传热管4000根左右，按三角形或正方形阵列排成半圆形管束，两端与管板胀接和焊接。在管束直段通常沿高度设6~8块厚约20mm的支承板，用以防止传热管直段由流动引起的振动。在U形弯段的管间嵌置防振条，用以防止弯段的横向振动，其结构通常为两列或三列V形板条，在端部焊接构成框架，材料通常为镍基合金，表面镀硬铬以提高耐磨性能。

传热管容易因各种机理的腐蚀或微振动磨损而导致泄漏或破裂，是压水堆核电厂多发故障之一。它明显影响电厂的利用率，严重的甚至在运行不到十年时就因堵管过多不能满功率运行，需要整台更换。减少这类

故障的改进方向:①正确选择传热管材料(见蒸汽发生器传热管材料);②运行时保持良好的水质(见反应堆水化学);③改进结构设计,尽可能减少二次侧滞流,以免给水中杂质局部浓集或淤渣堆积。例如支承板的管孔早期为圆孔,材料为碳钢,因缝隙中腐蚀产物堆积而导致传热管在支承管处凹陷。以后将管孔改为三叶或四叶花瓣形(见图4),并选用耐腐蚀且与传热管有良好耐磨性能的材料;还发展了栅格形支承板(见图5),它比多孔板有较大的流通面积和较小的接触面积。又如在离管板上表面约400mm处设置流量分配板,它是中心有一个大圆孔或多边形孔的整圆板,用于使给水由下降通道折流时绝大部分由中心孔

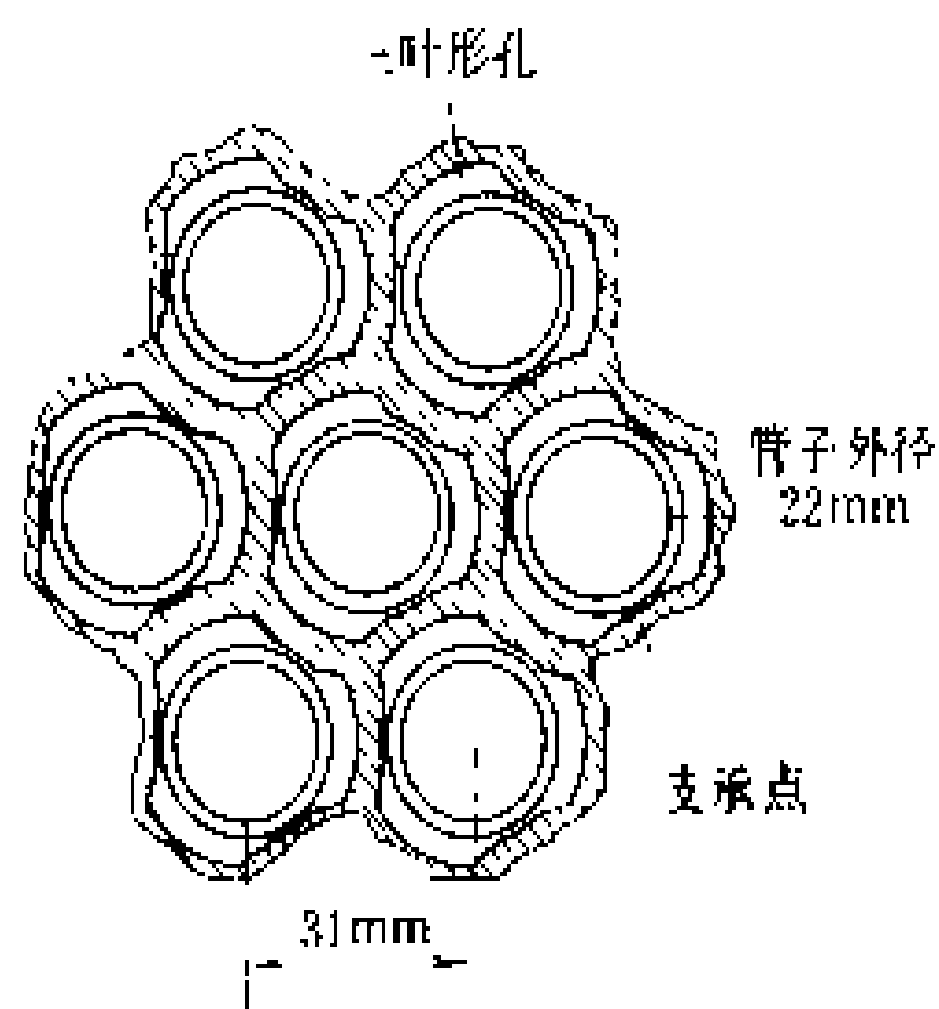


图4 带有三叶流水孔的支承板

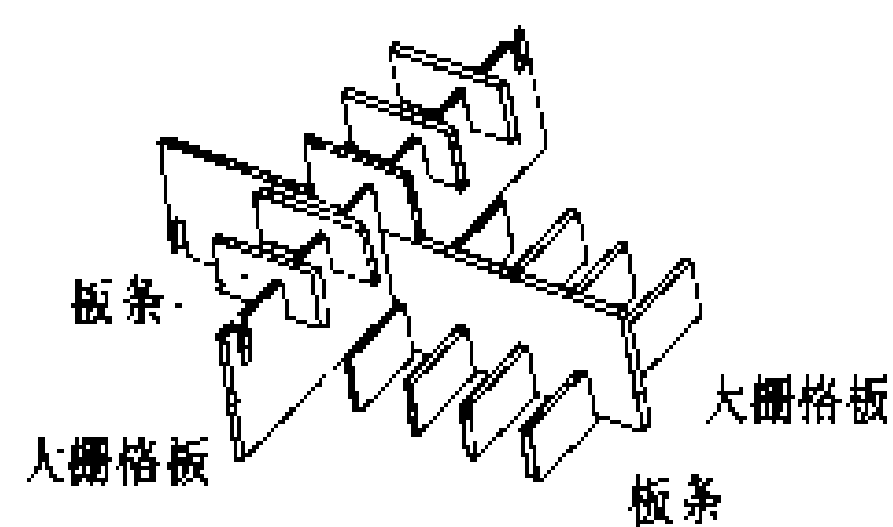


图5 栅格支承板

流入管束,并以较高流速掠过管板上表面,能防止淤渣沉积。此外,改进胀接和焊接工艺以避免在管子与管板连接处发生腐蚀;分析和试验管子振动特性,以避免与流体激振频率发生共振;发展涡流检验技术,检测管壁减薄程度,及时堵管。采取这些措施大大减少了管子泄漏和破损故障。

**汽水分离装置** 一般为两级:①汽水分离器(或初级分离器)。通常由三个以上、多至一百余个圆筒组成,结构有切向旋流式、叶片式和涡轮式。分离原理为使汽水混合物形成旋流,由离心力使水贴近圆筒壁面,经疏水孔排出,蒸汽在圆筒中央上升流出。蒸汽在达到干燥器之前,经约800mm重力分离空间,其中较大水滴因重力下降。②蒸汽干燥器(或次级分离器)。通常为立式多层平行的带钩波纹板的组合件。蒸汽在板间作波状流动时,所夹带的水滴附着在板壁上,被钩形板捕获排出(见图6)。若干组合件构成双层正方形、正六角形或人字形结构,固定在上封头内。

要求汽水分离装置有良好的分离能力和疏水能力。要求汽水分离器、重力分离空间和蒸汽干燥器的联合效果能使出口蒸汽干度达到99.75%以上。汽水分离器出口蒸汽干度通常在90%以上,分离器圆筒单位截面积的蒸汽负荷可达每平方米400~500t/h。蒸汽

干燥器要求在入口干度70%以上时出口干度能达到99.75%以上。分离装置的结构和尺寸通常需通过试验确定。



图6 带钩波形板分离器  
工作原理

**支承件** 通常在下封头或管板上设支耳,用铰接的立式支柱固定在厂房结构的底板上,使蒸汽发生器能沿主管道热段方向自由移动;并在厂房结构上设阻挡器,

使位移限制在一定范围内。在管板两侧设置与主管道热段方向平行的导轨以限制横向移动。在下筒体上部整个设备的运行重心高度处设置带阻尼器的横向支承,以防地震载荷或管道破裂载荷使蒸汽发生器侧倾。

**松动部件监测装置** 监测蒸汽发生器内部松动或脱落的零件所发出的噪声,以便及时处理,避免损坏其他内件。

**蒸汽发生器排污水处理系统** 排污水经扩容器降压闪蒸后,其蒸汽作为辅助蒸汽供给除氧器或其他用汽设备,水经冷却器冷却后稀释排放或复用。在传热管泄漏时,排污水带有放射性,需监测其放射性活度,超过规定的排放或复用标准时,则将排污水通过离子交换器净化后,再视放射性活度决定排放、复用或送往压水堆废液处理系统。

**性能参数** 蒸汽发生器的主要性能参数包括传热面积、循环倍率和稳态特性曲线等。

**传热面积** ①传热系数。由四部分组成:反应堆冷却剂向传热管内壁的放热系数,用对流传热公式计算;传热管壁金属的热导率;传热管外壁向二回路流体的放热系数,通常用大容积沸腾传热公式计算;传热管外壁污垢的热导率,根据运行经验选定。总传热系数通常为5000~5500W/(m<sup>2</sup>·℃)。②对数平均温差。根据反应堆冷却剂进出口温度 and 二回路运行压力下的饱和温度计算,一般在30℃左右。③设计传热面积。由传热量、传热系数和对数平均温差计算的传热面积加一定裕量得设计传热面积。裕量通常取10%~15%。一台热功率1000MW的蒸汽发生器设计传热面积一般在5000m<sup>2</sup>左右,即每平方米传热效率约0.2MW。

**循环倍率** 管束任意截面上汽水两相流量与管束出口处蒸汽流量的比值。它也等于管束出口处汽水混合物含汽率的倒数。例如,一台蒸汽发生器的蒸汽产量为G,如管束出口处汽水混合物中含蒸汽25%(G),则混合物中含水75%(3G),两相流量为4G,所以循环倍率为 $\frac{4G}{G}$ 或 $\frac{1}{0.25}=4$ 。循环倍率过低会导致二回路水

杂质易局部浓集,或导致管束二回路侧出现滞流,滞流区域内水的局部浓缩会引起传热管腐蚀;还可能因二回路水掠过管板表面时流速较低使淤渣在管板表面堆积,引起管壁局部减薄。循环倍率过高会使汽水分离器负荷过高面可能影响分离能力;并使二回路水冲刷传热管的流速过高而可能引起传热管的磨蚀或振动。循环倍率用渐近法计算,先假定不同的循环倍率,根据结构尺寸和热工水力参数计算驱动压头和循环流动阻力,两者接近相等时即得设计循环倍率。通常要求循环倍率为 3~5。

稳态特性曲线 蒸汽发生器负荷降低时,一、二回路温差减小,因此二回路侧汽压升高,至零负荷时,汽压最高,约等于此时反应堆冷却剂温度的饱和压力。以不同负荷时的二回路汽压对负荷作曲线,称为稳态特性曲线。设计取零负荷时的汽压加一定裕量作为二回路设计压力。适当选择反应堆冷却剂温度随负荷变化的关系,可使满负荷时汽压与零负荷时汽压相差不致过大,从而使二回路设计压力不致过高。

表中给出了有代表性的蒸汽发生器的主要参数和性能数据。

压水堆各发展阶段有代表性的蒸汽发生器主要参数表

参数名称	单位	Yankee Rowe	泰山核电厂	美滨二号	Stade	大亚湾核电厂	WNP-5	WNP-4	WWER 1.000
类型		立式 U 形管	立式 U 形管	立式 U 形管	立式 U 形管	立式 U 形管	立式 U 形管	立式直管	卧式 U 形管
国家及制造厂家		美国西屋	中国上海锅炉厂	日本三菱重工	德国西门子	法国法马通	美国燃烧工程公司	美国巴布柯克·威尔柯克斯公司	苏联
每台热功率	MW	150	517.5	728	474	965	1900	1880	749
一回路运行压力	MPa	13.8	15.2	15.4	15.5	15.2	15.5	15.5	13.9
冷却剂进口温度	℃	293	316.1	320	311.1	327.6	327.3	331	323
冷却剂出口温度	℃	268	287.9	289	284.6	292.4	295.8	298	289
每台冷却剂流量	t/h	4756	12000	12240	11000	16754	37273	36000	14400
二回路蒸汽压力	MPa	3.43	5.54	5.34	4.97	6.62	7.32	7.14	6.28
二回路蒸汽温度	℃	243	282	269	265	282	289	306	278.5
每台蒸汽产量	t/h	258	1010	1429	898	1937	3905	3795	1469
给水温度	℃	160	220	221	207.5	226	232	240.5	220
每台传热面积	m <sup>2</sup>	1250	3072.9	4120	4510	5435	9700	12691	5040
传热管外径	mm	19.1	22	22.225	22	19.05	19.05	15.9	12
传热管壁厚	mm	1.8	1.2	1.27	1.2	1.09	1.07	0.86	1.2
每台传热管数目	根	1620	2977	3260	2605	4478	—	16000	15648
传热管材料		ss304	I—800	I—600	I—800	I—690	I—600	I—600	12×18H10T
上筒体外径	m	2.59	3.63	4.22	3.60	4.46	6.22	3.720	13.84 (长度)
下筒体外径	m	2.16	2.80	3.23	2.74		4.82	3.720	4 (内径)
总高	m	12.3	17.3	19.3	15.7	20.8	20.88	23.0	—
干重	t	85	211.5	277	—	299	750	490	264

(宋文煜)

zhengqi fashengqi chuanreguan posun jiance  
**蒸汽发生器传热管破损监测** (monitoring of the steam generator tube failure) 当蒸汽发生器传热管发生破损时,反应堆冷却剂漏入二次侧。破

损监测是通过测量二次侧排污水或蒸汽的放射性来确定的。传热管完整时,二次侧排污水或蒸汽是没有放射性的。传热管破损监测采用两个独立的在线监测系统,即蒸汽发生器排污取样监测系统和主蒸汽管道外<sup>15</sup>NY

辐射监测系统。

**蒸汽发生器排污取样监测系统** 从蒸汽发生器排污水取样,经降温降压后,流入监测装置,测量其总 $\gamma$ 放射性浓度。测量后的样品,经过过滤器后排出。监测装置为低放废水监测仪,测量范围为 $18.5\times 10^3\sim 3.7\times 10^7\text{Bq/m}^3$ 。该装置由碘化钠闪烁探测器、样品室和铅屏蔽组成。它有高灵敏度,能发现 $0.05\text{kg/h}$ 的泄漏率,但反应时间较长,一般需 $3\text{min}$ 。

**主蒸汽管道外 $^{16}\text{N}$ 辐射监测系统**  $^{16}\text{N}$ 是 $^{16}\text{O}$ 经过堆芯时被活化而生成的,其半衰期为 $7.13\text{s}$ ,放出强 $\gamma$ 射线。在传热管破损后,冷却剂漏入二次侧,蒸汽中就会出现 $^{16}\text{N}$ 。测量方法是在安全壳外主蒸汽管道四周安装4个可在 $150^\circ\text{C}$ 下工作的 $\gamma$ 计数管探测器。探测器置于铅屏蔽扇形套中,每个监测通道都由交流可靠电源单独供电,监测通道的报警信号送到主控制室。监测装置采用四道 $\gamma$ 报警仪。由于蒸汽流速快,所以发生泄漏后,能较快的反应。

**其他监测方法** ①通过测量汽轮机凝汽器真空抽气器和除氧器排气的放射性来监测。②定期取排污水样送放化实验室分析。实验室分析的最低可测极限比在线监测低一个量级,可作为确定事故的必要手段。

(丁训慎)

zhiliang baozheng

**质量保证** (quality assurance) 为使物项或服务与规定的质量要求相符合,并提供足够的置信度所必须的一系列有计划的活动。质量保证是一种新型的质量管理体系。

在核电厂建设中,人们都希望所获得的物项和服务能达到预期的质量。在实现物项和服务的质量时都需经历一个质量形成过程,该过程包含了一系列为实现质量目标所进行的作业和活动。影响物项和服务质量的因素很多,如人(技能、情绪)、物(器材、设备)、环境和条件(前提条件,自然环境)等。这些因素的偏差、缺陷或失误都会导致物项或服务的质量不符合规定的要求。传统的做法是以最终检验的方式来验证质量是否符合要求,人们在使用最终检验来控制质量所起的作用和明显的失误中认识到,从原材料准备开始,即应对质量形成的全过程进行控制,一方面可使质量不符合要求的情况减到很低程度,另一方面,可在即使遇到出现质量问题时也便于及时查明原因,从而纠正差错,防止此类问题重复发生。这种方法能使质量大大地改善,使质量管理工作达到了一个新的水平。所以对质量形成过程的全过程进行质量控制,具有明显的优越性和经济效果,这种管理方法迅速地在世界各国推广使用。

目前质量控制的理论和方法仍在逐步发展并不断完善中。现代的质量控制方法首先是根据质量要求进行质量设计和工序设计,制订详细而缜密的工艺标准、技术标准和检验规程,使整个质量形成过程中的工作和活动都有章可循,使受控制的事项都有明确的判定质量的依据;其次,在质量形成过程中根据既定的标准验证被控制的项目;最后,在实施过程中及时反馈信息并对之进行分析,发现有不符质量要求的情况及时查找原因,并对它们进行处理,使有碍质量的问题及时得到纠正。质量形成过程在受控的情况下完成其规定的要求。

质量控制是极为重要的有效的一种质量管理手段,但是,仍有质量控制以外的因素在制约和影响质量。例如:如何形成保证质量的组织体系,明确责任分工和权限;如何对工作人员进行培训和资格评定以确保工作人员的技能熟练性;如何为使文件保持正确性而对文件进行管理。这些因素虽然不能直接形成质量,但对实现质量目标却起着极为重要的保证作用。由此可见,与质量形成过程相平行的还应有一个质量保证过程。它对质量形成过程起到保障和支持的作用。

**发展概况** 质量保证起源于二次世界大战期间美国的军工部门,它是早期质量控制理论和实践的进一步发展。由于二次大战对武器装备的急需以及它们的重要性,为确保其质量和安全,美国向军火承包商提出了质量体系的要求。最初,这些要求的内容主要包括:明确质量目标和措施,在质量管理上运用数理统计方法,对工序和检验进行管理,以及制订齐全的质量标准并实行严密的控制等。战后,这些质量保证要求朝着规范化、系统化方向发展。50年代起,美国先后颁布了一些军用标准,如:MIL-std-1098《质量保证术语和定义》、MIL-Q-9858《质量大纲要求》和MIL-HDBK-50《承包商质量大纲的评定》等。1969年当时的美国原子能委员会(Atomic Energy Committee, AEC),根据美国机械工程师协会(American Society of Mechanical Engineers, ASME)制订的《锅炉和压力容器规范》1968年版本中的质量保证条款,在美国联邦法规10CFR50中编入了附录B《核电厂和核燃料后处理厂质量保证准则》,它是民用核设施质量保证的第一个国家级法规。

1978年国际原子能机构(IAEA)颁布了《核电厂质量保证实施法规(50-C-QA)》。1989年颁布第一次修正版。IAEA的核安全标准是供成员国核安全当局制订本国核安全法规等文件时参照使用的。因此自1978年IAEA颁布了核电厂质量保证法规50-C-QA后,各成员国相继都制订或正在制订本国的核设施质量保证法规。如英国的核装置检查机构(NII)制

订了《英国核电厂质量保证要求指南》。当时的联邦德国制订了质量保证准则 KTA1401《质量保证总的要求》等。

中国核电厂质量保证法规《核电厂质量保证安全规定》(HAF 0400),经国务院授权由国家核安全局制定,于1986年颁布实施。1991年颁布第一次修订版。它是以国际原子能机构的50-C-QA为蓝本制订的。它是法规性质的文件,具有约束力,凡参与核工程项目,其工作质量会影响核安全的,都必须遵守HAF0400法规的要求。

**质量保证内容** 根据HAF0400《核电厂质量保证安全规定》,从核电厂选址开始,包括设计、制造、建造、调试、运行直到退役各阶段,凡影响核安全的工作和活动都必须实施质量保证。它的基本内容包括组织机构、质量保证大纲、各种控制、检查和监查等。

**组织机构** 为贯彻实施质量保证应建立一个组织体系,明确规定它的职责和权限。它应独立于其他部门,直接向企业最高领导负责,不受成本和资金的约束和其他行政部门的干预。此机构主要分行政管理方面和技术方面的工作。行政管理人员主要负责质量保证大纲制订以及在建厂过程中各项质量管理和质量跟踪等工作。技术方面主要是检查、检验和试验等工作。

**质量保证大纲** 为确保核电厂质量所制订的关于管理、技术和行政性控制等方面的综合制度,它是质保活动的可靠依据。电厂业主负责制订和实施整个核电厂的质量保证大纲,也可以委托其他单位制订或实施大纲的全部或其中一部分,但必须仍对大纲的有效性负责,同时也不减轻承包者的义务和责任。对某些特殊的活动(设计或建造等)或特定类型的设备(如堆芯或安全壳等)可制订质量保证分大纲。分大纲所规定的质保原则和要求与总大纲应是一致的。

**文件控制** 核电厂所有文件必须按照规定的程序编制、审批和分发。所有文件的修改或更正亦应按同样程序进行。它确保文件内容是合格的和及时的。

**设计控制** 旨在保证设计质量的质保措施。这些措施包括编制设计质保大纲、制定设计计划和实施、设计验证、文件管理以及各方面的设计接口等。设计应按规定的标准、准则或其他要求进行,并按规定的程序审批,其文件(图纸)按文件控制要求分发。

**采购控制** 质量保证要求对物项和服务的采购活动都必须进行控制。其控制深度和范围主要根据物项或服务的失效和差错对安全影响的程度而定。

**物项控制** 对材料、零部件以及对物项在贮存、装卸运输和维修方面的控制。材料和零部件应有明显和有效的标识,以防误用。在贮存、运输或维修过程中都应按规定的要求进行,以防止损坏。

**工艺控制** 包括对工艺设备的器材以及对工艺人员的控制。工艺文件(如程序、图纸和工艺卡等)和工艺环境都应按规定的要求实施,并由合格的工艺人员进行操作,以确保工艺质量。

**检查和试验控制** 直接验证物项或服务各项活动是否符合规定要求的一项措施。按规定要求和程序检验、观察和测量等手段是最常用的一种直接验证质量的方法。对检查范围广、时间长和检查事项多的物项或服务应按照规定要求制订检查大纲,并实施执行。物项的检查和试验结果要通过标识、检查记录或其他方法予以标识或显示,以标明该物项经检查或试验后是否可以验收或使用,以防误用。

**不符合项控制 (nonconformance item control)** 用来管理具有不符合项的物项,防止其被误用或误安装。对于不符合项的性质和程度按照规定的标准进行分类,相应的也规定不同的处置责任和权限。对不符合项应有统一的标签或其他方式来区分,并使用规定的格式填写报告。在报告中应填写不符合项的性质、程度、依据、建议的处置方法以及预备使用的纠正措施等。进行纠正措施后,其结果也应填写在此报告内。

**纠正措施** 为了防止不符合项重新出现所采取的一系列对策和行动。它从鉴别不符合项开始,查找造成不符合项的起因直到消除不符合为止。对不符合项要调查研究,作出正确判断,最后采取纠正行动。质保部门要质量跟踪,按时完成纠正行动,并确定其后果是否良好。

**监查 (audit)** 通过证据调查、检查和评价对某一物项或服务是否遵守规定的程序或标准进行审核,并提出书面报告。监查可以按计划进行,也可临时安排计划外的监查。监查人员应具有独立性。被监查部门人员不能成为监查队的成员。每次监查活动应编写监查报告。如查出问题应要求被查部门安排纠正措施,直至不符合项已被消除为止。

(沈锦佐)

Zhongguo he anquan fagui

**中国核安全法规** (nuclear safety regulations in PRC) 1982年,中国有关部门开始了核安全法规的研究编制工作。1984年10月国家核安全局成立后,负责统一组织起草编制核安全法规。

1985~1988年,由国务院批准并颁布的核安全法规有:《民用核设施安全监督管理条例》、《核材料管制条例》;由国务院批准、国家核安全局颁布的有:《核电厂选址安全规定》、《核电厂设计安全规定》、《核电厂运行安全规定》和《核电厂质量保证安全规定》;由国家核安全局批准颁布的有:民用核设施安全监督管理条

例实施细则之一《核电厂安全许可证的申请和颁发》、实施细则之二《核电厂的安全监督》以及有关核电厂的24个安全导则。1989~1993年,由国务院批准颁布的核安全法规有:《核电厂核事故应急管理条例》;由国家核安全局批准颁布的有:《核电厂放射性废物管理安全规定》、《民用核燃料循环设施安全规定》、《研究堆和临界装置运行安全规定》等35个安全导则。另外,国家核安全局和机械部、能源部联合批准颁布了《民用核承压设备安全监督管理规定》。目前,还有些核安全法规正在编制中,有些在修改和进一步完善。最终要建立起中国完整的核安全法规体系。

**中国核安全法规体系** 由法律、行政法规、部门规章、指导性文件和标准规范五类组成。目前仅颁发有后四类。

**核安全管理条例** 规定管理范围、管理机构及其职权、监督管理原则及程序等重大问题的法规。由国务院颁布,属行政法规,是具有法律约束力的文件。

**核安全管理条例实施细则** 根据核安全管理条例,规定某一具体方面实施办法的规章。由国家核安全局颁布,属部门规章,是具有法律约束力的文件。

**核安全规定** 规定核安全目标和基本安全要求的规章,由国务院批准或国家核安全局批准,国家核安全局颁布,属于部门规章,是具有法律约束力的文件。

**核安全导则** 说明或补充核安全规定或推荐方法和程序的指导性文件。在不遵照导则而采用其他的方法和程序时,必须向国家核安全局论证其安全性。

**核安全法规技术文件** 提供有关核安全技术、方法、程序和数据等的指导性文件,具有参考性质。

**标准、规范和准则** 属于国家技术标准体系,按国家标准和分类办法执行。与核安全直接有关的标准,应报国家核安全局审查并备案。

**《民用核设施安全监督管理条例》** 1986年10月由国务院颁布的中国第一部针对民用核设施实施安全监督管理的法规。

该条例总则阐明了制定的目的是为保证民用核设施的建造和营运中的安全,保障工作人员和公众的健康,保护环境,促进核能事业的顺利发展。规定了以核电厂、反应堆、核燃料循环设施以及放射性废物的处理设施为监督对象。明确了在民用核设施的选址、设计、建造、运行和退役的过程中必须贯彻安全第一的方针。

主要内容有:①建立了核设施营运单位、主管部门和国家核安全部门三级监督管理体制。核设施的营运单位应对核设施的安全承担全面责任。②规定了核设施的建造、运行的许可证制度以及核设施操作人员的执照制度。③规定了国家核安全部门及其派出机构对核设施实施安全监督的主要原则。

**《核材料管制条例》** 1987年6月由国务院颁布的关于我国核材料管制方面的监督管理法规。

该条例总则阐明了制定的目的是为保证核材料的安全与合法利用,防止被盗、破坏、丢失、非法转让和非法使用,保护国家和人民群众的安全,促进核能事业的发展。要求一切持有、使用、生产、储存、运输和处理 $^{235}\text{U}$ 、 $^{233}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^3\text{H}$ 、 $^6\text{Li}$ 及含有这些材料的制品的部门和单位必须遵守该条例。

主要内容有:①建立了国家核安全部门、国防管理部门和核工业主管部门的监督管理职责。②规定了核材料许可证管理的制度。③建立了核材料衡算、帐目系统以及保卫保密的管理办法。④特别规定了许可证持有单位及其上级领导部门的责任。

**《核电厂选址安全规定》** 1986年7月由国务院批准、国家核安全局颁布的针对陆上固定式热中子反应堆核电厂厂址提出安全要求的法规。这本法规是参照国际原子能机构(IAEA)的实施法规(No. 50-C-S)《核动力厂选址的安全问题》编写而成的。该规定为评价核电厂和厂址互相影响提出了最低的安全要求,以保证核电厂与厂址的综合影响不致构成不可接受的放射性事故的风险度。主要包括:引言;执照申请者 and 国家核安全部门的任务;厂址选择准则;对具体外部事件的设计基准的评价;影响核电厂对其所在区域产生影响的厂址特性。另有附录一与评价设计基准有关的自然事件和人为事件的事例和附录二核电厂厂址选择安全导则目录。

**《核电厂设计安全规定》** 1986年7月由国务院批准,国家核安全局颁布的针对陆上固定式热中子反应堆核电厂设计提出安全要求的法规。本规定是参照国际原子能机构的实施法规(No. 50-C-D)《核动力厂设计的安全问题》编写而成的。规定根据纵深防御原则对安全上重要的构筑物、系统和部件提出了安全设计的最低要求。主要包括:引言;总的设计准则;仪表和控制;反应堆堆芯;保护系统功能;反应堆冷却剂系统;应急动力供应;安全壳系统;放射防护;燃料装卸和贮存系统。另有附录核电厂设计安全导则目录。

**《核电厂运行安全规定》** 1986年7月由国务院批准,国家核安全局颁布的针对陆上固定式热中子反应堆核电厂运行提出安全要求的法规。本规定是参照国际原子能机构的实施法规(No. 50-C-O)《核动力厂运行的安全问题》编写而成的。规定对核电厂的管理、调试运行、厂内应急安排和退役提出了必须满足的最低要求。其目的是保证在核电厂运行过程中不使公众和厂区人员受到超过国家规定的放射照射。主要包括:引言;核电厂营运单位、主管部门和国家核安全部门的职责;运行限值和条件;调试;核电厂运行管

理者和厂区人员；运行规程；维修、试验、检验和检查；修改；放射防护；排出流和废物管理；应急安排；质量保证；保卫；记录、报告和退役。另有附录核电厂运行安全导则目录。

《核电厂质量保证安全规定》 1986年7月由国务院批准，国家核安全局颁布的针对陆上固定式热中子反应堆核电厂的质量保证提出安全要求的法规。本规定是参照国际原子能机构的实施法规(No. 50-C-QA)《核动力厂质量保证的安全问题》编写而成的。规定对核电厂设计、建造和运行过程提出了保证质量所必须满足的最低要求。为制定各项工作的质量保证大纲提出了原则和目标。主要内容包括：引言；质量保证大纲；组织形式；文件管理；设计管理；采购管理；材料管理；过程管理；检查和试验管理；对不符合项的管理；纠正措施；记录和监查。另有附录核电厂质量保证安全导则目录。

(董柏年 张崇岩)

Zhongguo he anquan guanli jigou

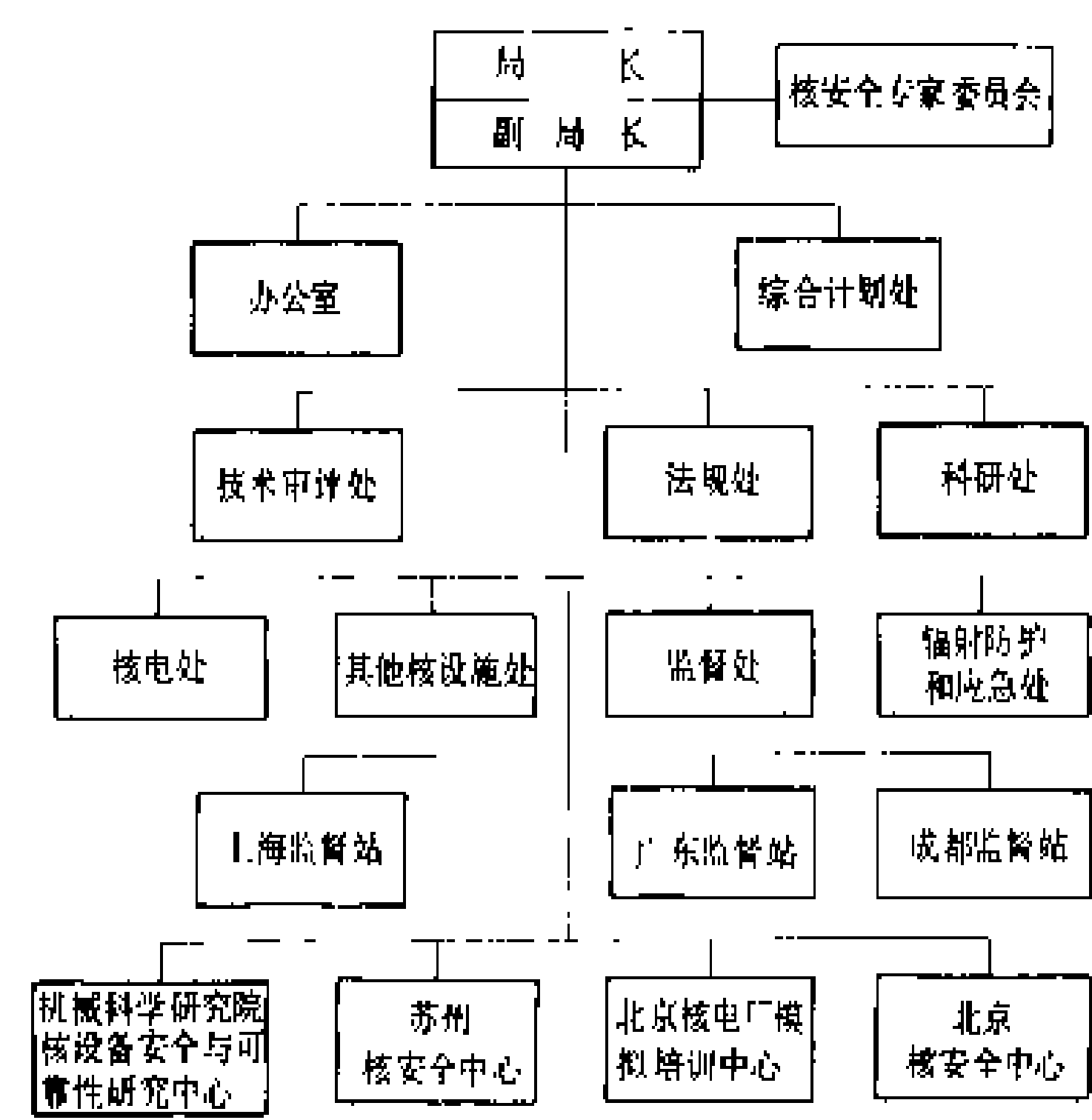
**中国核安全管理机构** (China nuclear safety regulatory body) 即国家核安全局 (National Nuclear Safety Administration, NNSA)，成立于1984年10月，为国务院下属的主管全国民用核设施安全的职能部门，负责统一监督管理全国和平利用核能和核技术中的安全事务，独立行使核安全监督权。

国家核安全局的职责是：制定核安全的方针、政策和法规，发布核安全有关的规定、导则和实施细则，审查有关核安全的技术标准；组织审查评定核设施的安全性能及营运单位保障安全的能力，负责颁发或吊销核设施安全许可证件；实施核安全监督检查，审查和监督核设施应急计划和准备，负责调查和处理核事故，参与调解和裁决有关核安全的纠纷；负责核压力容器的安全监督，颁发及管理许可证件；组织审查核材料的安全持有、使用、生产、贮存、运输、处理和处置，核准颁发和吊销核材料许可证件，组织实施核材料管制和核安全保障，协同公安部门监督核材料和核设施的实体保护；组织国家重点核安全技术和管理的科学研究；参与组织审查核设施、核部件及核材料的出口申请，协同政府有关部门颁发出口许可证件；归口管理核安全方面的国际业务联系及合作；负责组织对公众的核安全宣传、教育。

国家核安全局的组织机构如图。

核安全专家委员会 国家核安全局的技术咨询机构，从有关政府部门、科研、设计和生产及高等院校等单位聘请从事核能、核安全和有关的工作并有较高造诣的专家组成。设主席、副主席及秘书长，并配有专职

秘书，负责日常联系工作。



中国国家核安全局组织机构图

核安全专家委员会的任务是：根据国内外核安全领域的发展动向，及时对中国核安全政策、发展方向和重点工作提出建议；对中国的核安全法规、导则的编制、执行和修改提供咨询或评议。对民用核设施各阶段的安全评价报告和许可证颁发提供咨询或评议。对核安全研究的长远规划和重大项目或课题的选定提供咨询或建议。

核安全专家委员会下设厂址、堆工、机电设备、燃料循环和辐射应急等专业组，除固定成员外，根据需要可随时邀请有关的专家参加。核安全专家委员会委员和专业组成员有权对核安全的重大方针政策问题提出咨询或建议，有权查阅咨询工作所需的资料和要求在会议纪要中载入不同意见供核安全管理决策部门参考。

地区监督站 在核设施集中的地区，由国家核安全局设立派出机构，向核设施制造、建造和运行现场派驻监督员（组），执行核安全监督任务。目前中国核安全管理机构已成立广东、上海和成都地区监督站，分别负责华南、华东和西南地区的核设施的安全监督管理。

地区监督站的职责是：①派遣并管理常驻核安全监督员（组）；②对营运单位及有关核设施进行核安全检查；③检查与督促营运单位及有关单位建立并执行核安全报告制度；④监督运行人员资格的考核工作；⑤评价不符合项的补救措施；⑥监督核电厂应急计划的实施；⑦处理违反核安全管理要求和许可证条件的事项，或向国家核安全局提出采取执法行动的建议，在国家核安全局授权时采取执法行动；⑧配合公安部门做好治安保卫和消防监督工作。



技术后援机构 为了执行对各类核设施的核安全监督管理职能,国家核安全局先后设置了一些技术后援机构,这些机构是:

(1) 北京核安全中心:承担核安全管理中的技术保障任务,从事有关核安全的技术评价、验证、检验检测和情报分析等工作,包括核安全许可证申请中提交的技术报告,核电厂调试,核材料及核设施建造运行中的安全技术,应急计划,质量保证大纲,核承压设备的安全要求和检测技术,核安全法规和标准,核安全信息以及监督管理人员的培训等。

(2) 苏州核安全中心:承担核电厂质量保证监督,编制核安全监督手册、监督程序、事件报告制度和数据库等。

(3) 北京核电厂模拟培训中心:承担核电厂运行操纵人员和核安全监督管理人员的模拟操作培训。培训在一台压水堆核电厂全尺寸模拟机上进行。随着中国核电的发展,将开发各种堆型的模拟机技术。

(4) 机械科学研究院核设备安全与可靠性研究中心:主要承担核设备、压力容器等的安全与可靠性的检测、分析、评价等工作。

(任常平)

Zhongguo Hexuehui

**中国核学会** (Chinese Nuclear Society, CNS) 成立于1980年2月,是中国原子核科学技术工作者的学术性群众团体。总部设在北京(北京2125信箱,邮政编码100822)。其宗旨是:开展各种形式的学术交流;发展同国际核科学技术团体的友好合作;传播原子核科学技术知识,促进核技术的推广应用;反映核科学技术工作者的建议;编辑出版学报及其他学术刊物。

学会设理事长1人,副理事长5人,秘书长1人,副秘书长6人。学会共有个人会员17000人,团体会员25个。

学会常设机构有组织秘书部、学术交流部、科普咨询部和学报编辑部。地区分会有北京、上海、天津、安徽、河南、江苏、浙江、湖北、湖南、广东、贵州、山西、陕西、辽宁、新疆、甘肃、江西、吉林、四川、福建等省、自治区、直辖市核学会。专业分会有核物理、核化学与放射化学、粒子加速器、核电子学与探测技术、核能动力、同位素、核科技情报研究、铀矿冶、铀矿地质、核化工、计算物理、辐射防护、原子能农学、核医学、核聚变与等离子体物理、辐射研究与辐射工艺、核材料、铀同位素分离、核技术经济与管理现代化等学会。

中国核学会与美国、法国等八个国家的核学会和

欧洲核学会建立了正式合作关系,并在中国多次举办了核能国际会议和技术专题讨论会,扩大了核科技领域的国际民间交往。

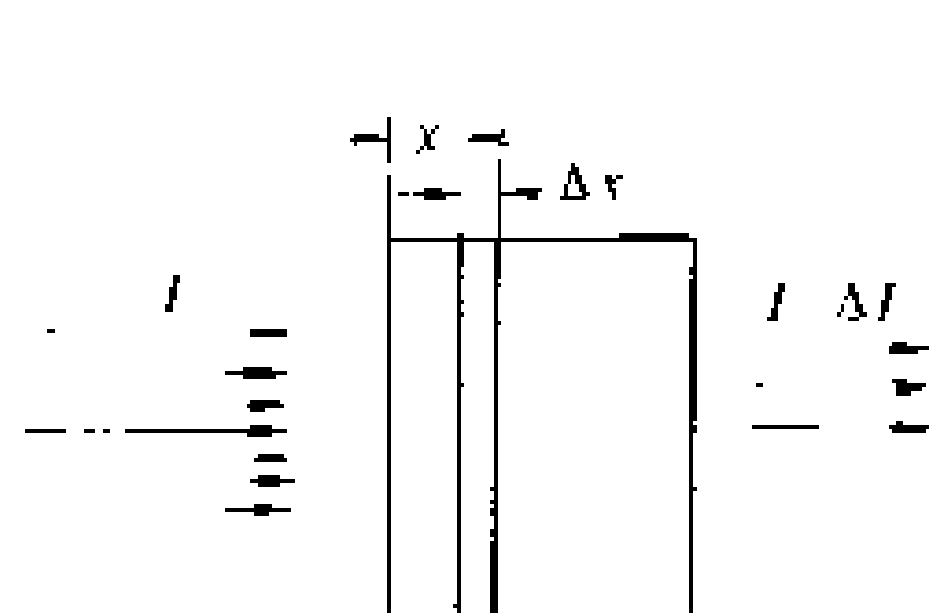
中国核学会编辑出版学报《核科学与工程》。

(徐鸿桂)

Zhongzi hefanying jiemian

**中子核反应截面** (nuclear reaction cross-section of neutrons) 中子作为入射粒子,与物质的原子核产生各种核反应的概率的度量。中子核反应截面是原子核物理中为了便于实验测量、便于和理论计算相比较而引入的一个概念,用以描述中子核反应概率的大小。

微观截面 $\sigma$  表示平均一个入射中子与一个靶核发生相互作用的概率大小的一种度量。它的量纲是 $\text{m}^2$ 。假如有一单向均匀平行中子束,其强度为 $I$ (即单位时间内通过垂直于中子飞行方向的单位面积上有 $I$ 个中子),垂直入射在单位面积的薄靶上,薄靶厚度为 $\Delta x$ ,靶片内单位体积中的原子核数是 $N$ ,由于某种核反应使出射中子束强度减弱了 $\Delta I$ ,见图,那么,微观



薄靶示意图

$$\text{截面 } \sigma = \frac{-\Delta I/I}{N\Delta x},$$

式中, $-\Delta I/I$ 为平行中子束中与靶核发生作用的中子所占的份额; $N\Delta x$ 为单位面积上靶核数。不同的核反应

有不同的微观截面,如 $\sigma_a$ 表示微观吸收截面; $\sigma_s$ 表示微观散射截面等。微观总截面 $\sigma_t$ 为各种微观截面之和,即: $\sigma_t = \sigma_a + \sigma_s + \dots$ 。

宏观截面 $\Sigma$  一个中子与单位体积内原子核发生核反应的平均概率大小的一种度量,也是微观截面与单位体积靶核数的乘积,通常表示成 $\Sigma = N\sigma$ 的形式。

所以 $\Sigma = \frac{-\Delta I/I}{\Delta x}$ ,因此宏观截面也是一个中子穿行单位距离与核发生相互作用的概率大小的一种度量。它的单位是 $\text{m}^{-1}$ 。对应于不同的微观截面有着相应的宏观截面,例如: $\Sigma_a = N\sigma_a$ ,表示宏观吸收截面; $\Sigma_s = N\sigma_s$ ,表示宏观散射截面等。同样,宏观总截面 $\Sigma_t$ 为各种宏观截面之和,即 $\Sigma_t = \Sigma_a + \Sigma_s + \dots$ 。

平均自由程 $\lambda$  中子在介质内与原子核连续两次相互作用之间穿行的平均距离。经过分析, $\lambda = \frac{1}{\Sigma}$ ,即平均自由程是宏观截面的倒数,单位为 $\text{m}$ 。同样,对于产生不同核反应的中子有着不同的平均自由程,如 $\lambda_a = \frac{1}{\Sigma_a}$ 表示吸收平均自由程; $\lambda_s = \frac{1}{\Sigma_s}$ 表示散射平均自



由程等。

(罗璋琳)

zhongzi kuosan

**中子扩散** (neutron diffusion) 在介质内, 中子通过与原子核的相继碰撞散射趋向由高密度区迁移至低密度区的现象, 是核裂变反应堆和某些中子实验装置内中子空间运动的基本现象。

单位体积内的自由中子数称为中子数密度, 它表示自由中子在介质内的密集程度。中子数密度与中子速度的乘积称为中子通量密度, 它表示单位体积内所有的自由中子在单位时间内飞行的总距离。中子通量密度与宏观截面的乘积称为中子与核的反应率密度, 简称反应率密度, 它表示单位时间、单位体积内的自由中子与原子核发生反应的数目。单位时间内垂直地流过单位面积的净中子数称为中子流密度, 它表示自由中子在介质中流动强弱的情况。在描述中子扩散现象时要用到以上物理量。

**斐克定律** 中子在介质中运动的问题是一个非常复杂的问题, 但是如果对介质和中子作以下简化假设: 介质是无限的, 介质是均匀的, 因此所有截面都是常数, 与位置无关; 介质中没有外中子源; 在实验室坐标系中散射是各向同性的; 中子通量密度是位置的缓慢变化的函数; 中子通量密度不随时间变化; 那么, 就可得到关系式  $\vec{J} = -D \text{grad} \phi$ , 式中  $\vec{J}$  为中子流密度;  $\phi$  为中子通量密度;  $D$  为中子扩散系数。从上式可见, 中子流密度与中子通量密度负梯度成正比关系。这一关系在形式上与用于描述液体和气体分子扩散现象的斐克定律相同, 因此也称为斐克定律。尽管在推导斐克定律时作了若干假定, 从而使得该定律不是一个完全精确地描述中子空间运动的定律, 但是由于该定律已反映了中子扩散的基本现象, 加上表述中子流密度和中子通量密度之间关系的简单性, 使该定律成为初等扩散理论的基础。

**扩散方程** 利用斐克定律可进一步得到表示单位时间从单位体积内泄漏出去(负值则表示进来)的中子数, 这个物理量也称泄漏率密度, 可以证明它等于  $-D \nabla^2 \phi$ 。如果已知介质中任一小体积元内中子产生和中子消失的数值, 那么, 就可得到中子通量密度随时间变化所满足的方程  $\frac{1}{V} \frac{\partial \phi}{\partial t} = D \nabla^2 \phi - \Sigma_a \phi + S$ , 式中  $\phi$  为中子通量密度;  $V$  为中子速度;  $D$  为扩散系数;  $\Sigma_a$  为宏观吸收截面;  $S$  为中子源;  $\nabla^2$  为拉普拉斯算符。这个方程称为中子扩散方程。如果中子通量密度不随时间变化, 则可得到稳态中子扩散方程  $D \nabla^2 \phi - \Sigma_a \phi + S = 0$ ; 如果此方程中没有中子源, 则可得到无源稳态中子

扩散方程  $D \nabla^2 \phi - \Sigma_a \phi = 0$ 。

**中子扩散方程的边界条件** 一般常用的边界条件有: 与真空交界时, 从真空射向介质的中子流密度为零; 在两种不同介质的交界面处, 中子通量密度连续, 中子流密度连续; 中子通量密度必须是有限的单值非负的实数。由于中子扩散方程是二阶的偏微分方程, 一般需要列出两个边界条件。

**中子扩散方程的解** 介质的几何形状不同宜用不同的坐标系来表示中子扩散方程中拉普拉斯算符  $\nabla^2$  的形式。常用的坐标系有直角坐标系、柱坐标系和球坐标系。在上述三种坐标系中, 拉普拉斯算符  $\nabla^2$  的具体形式为

$$\begin{aligned} \text{直角坐标系: } \nabla^2 &= \frac{\partial^2}{\partial x^2} + \frac{\partial^2}{\partial y^2} + \frac{\partial^2}{\partial z^2} \\ \text{柱坐标系: } \nabla^2 &= \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r \frac{\partial}{\partial r} + \frac{1}{r^2} \frac{\partial^2}{\partial \theta^2} + \frac{\partial^2}{\partial z^2} \\ \text{球坐标系: } \nabla^2 &= \frac{1}{r^2} \frac{\partial}{\partial r} r^2 \frac{\partial}{\partial r} + \frac{1}{r^2 \sin \theta} \frac{\partial}{\partial \theta} \sin \theta \frac{\partial}{\partial \theta} \\ &\quad + \frac{1}{r^2 \sin \theta} \frac{\partial^2}{\partial \phi^2} \end{aligned}$$

为了求解无源稳态中子扩散方程, 将方程变为  $\nabla^2 \phi - \frac{1}{L^2} \phi = 0$ , 式中  $L^2 = \frac{D}{\Sigma_a}$ ,  $L$  称为扩散长度。对于不规则的几何形状, 较难求得中子扩散方程的解, 但在无限宽平板、球对称和无限高柱对称介质内无源稳态中子扩散方程有以下形式解

$$\begin{aligned} \text{无限宽平板: } &Ae^{-x/L} + Ce^{+x/L} \text{ 或 } A \text{sh} \frac{x}{L} + C \text{ch} \frac{x}{L} \\ \text{球对称: } &A \frac{e^{-r/L}}{r} + C \frac{e^{+r/L}}{r} \text{ 或 } A \frac{\text{sh} \frac{r}{L}}{r} + C \frac{\text{ch} \frac{r}{L}}{r} \\ \text{无限高柱对称: } &AI_0\left(\frac{r}{L}\right) + CK_0\left(\frac{r}{L}\right) \end{aligned}$$

式中  $e^x$  和  $e^{-x}$  为指数函数;  $\text{sh}r$  和  $\text{chr}$  为双曲正弦和双曲余弦函数;  $I_0(r)$  和  $K_0(r)$  分别为第一类和第二类零阶修正贝塞尔函数。待定系数  $A$  和  $C$  由边界条件来确定。

**扩散长度** 扩散长度的值可由扩散系数  $D$  和宏观吸收截面  $\Sigma_a$  来确定。对于无限宽平板介质, 若在  $x=0$  处有一个源强为  $S$  的平面中子源, 则中子扩散方程的解为  $\phi = \frac{SL}{2D} e^{-\frac{|x|}{L}}$ , 从中可以看出, 自源平面起, 每隔  $L \text{cm}$  中子通量密度降低到原来值的  $e$  分之一。同时, 也可证明, 扩散长度的平方值等于中子从产生点到被吸收点间直线飞行距离均方值的六分之一。

#### 参考书目

萨末尔, 格拉斯登, 密尔顿, C. 爱德伦合著. 原子核反应堆理论基础. 和平译, 北京: 科学出版社, 1958 (Glasstone S and Edlund M C. The Elements of Nuclear Reactor Theory. 1955)

拉马什著·核反应堆理论导论·洪流译·北京：原子能出版社，1977 (Lamarsh J R. Introduction to Nuclear Reactor Theory. Addison - Wesley Publishing Co., 1966)

(李植华)

zhongzi manhua

**中子慢化** (neutron moderation) 由中子散射引起中子能量降低的过程。在热中子反应堆中，核裂变主要发生在中子动能小于 1eV 的热能区内，而裂变产生的次级中子是快中子，其平均能量为 2MeV。因此，将中子动能降低的慢化过程就成为热中子反应堆内中子运动的基本过程。中子与原子核的核散射反应可使中子慢化，散射反应包括非弹性散射和弹性散射（见中子与物质的相互作用）。非弹性散射可使中子损失较多的动能，但非弹性散射只发生在中子动能为 MeV 数量级的高能区内，而弹性散射在任何能量区域内均可发生，因此，热中子反应堆内中子慢化主要依靠弹性散射。

**弹性散射与慢化剂** 弹性散射后中子动能  $E'$  与散射前的动能  $E$  的比值满足  $\frac{E'}{E} = \frac{1}{2} [(1+\alpha) + (1-\alpha)\cos\theta_c]$ ，式中  $\theta_c$  为质心系中的散射角； $d = \left(\frac{A-1}{A+1}\right)^2$ ，其中  $A$  为原子核的质量数。

当  $\theta_c=0$  时， $E'=E$ ，说明若散射后的中子不改变方向，则中子也不损失动能。当  $\theta_c=\pi$  时， $E'=\alpha E$ ，说明若散射后的方向与散射前相反时，则中子动能降到最低值。中子与原子核发生一次弹性散射只能损失有限的动能，所损失动能的大小与原子核的质量数有关。原子核的质量数越小，所损失动能越大。因此，从散射观点讲，对反应堆慢化剂材料应选核质量数小的元素。除此以外，慢化剂的宏观散射截面  $\Sigma_s$  应较大，宏观吸收截面  $\Sigma_a$  应较小（见中子核反应截面）。每次碰撞中子能量的自然对数减少的平均值称为平均对数能降。记作  $\xi$ （ $\xi$  值越大说明每次散射平均损失的中子动能越多）。 $\xi\Sigma_s$  称为慢化能力，慢化能力与热中子宏观吸收截面  $\Sigma_a$  的比值称为慢化比，它是慢化剂慢化性能的综合指标。慢化比越大，慢化剂的综合性能越好。

**无限介质内中子慢化能谱** 单位时间、单位体积、单位能量间隔内中子与原子核发生相互作用的总次数称为碰撞密度；单位时间、单位体积内慢化通过某一特定能量的中子总数称为慢化密度。若慢化剂为氢，吸收剂具有无限质量，在这两种元素核构成的无限大混合介质内，中子慢化能谱满足  $\Sigma_a(E)\phi(E) = \frac{S_0}{E_0} + \int_E^{E_0} \frac{\Sigma_s(E')\phi(E')}{E'} dE'$ ，式中  $\Sigma_a(E)$  为能量  $E$  处的宏

观总截面； $\Sigma_s$  为介质中氢的宏观散射截面； $\phi(E)$  为无限介质内中子慢化能谱； $S_0$  为中子源强度； $E_0$  为源中子动能； $E$  为中子动能。若吸收很小，则方程的解为  $\phi(E) = \frac{S_0}{\Sigma_s(E)E} \propto \frac{1}{E}$ ，即在慢化过程中，中子慢化能谱与  $\frac{1}{E}$  成正比关系，这种形式的慢化能谱称为  $\frac{1}{E}$  谱或费米谱。

**有限介质内中子慢化能谱** 如果假定中子与原子核发生散射只能损失较少的动能，大量中子与原子核发生散射就形成了空间能量的连续变化，这种模型称为连续慢化模型。连续慢化模型与中子扩散联合，可得到费米年龄方程  $\nabla^2 q(r, \tau) = \frac{\partial q(r, \tau)}{\partial \tau}$ ，式中  $q$  为慢化密度； $\tau$  为费米年龄，由式  $\tau(E) = \int_E^{E_0} \frac{D(E') dE'}{\xi\Sigma_s(E')E'}$  定义，式中  $E$ 、 $D$ 、 $\xi$  与  $\Sigma_s$  分别是中子动能、中子通量密度扩散系数、平均对数能降和宏观散射截面； $E_0$  为源中子动能。

**费米年龄方程** 该方程是联系中子慢化密度与中子空间位置的方程，它描述与中子动能降低过程相伴随的中子空间位置的变化。在无限介质的  $r=0$  处若有一源强为  $S$  的中子源，则中子慢化密度满足关系  $q(r, \tau) = S \frac{e^{-(r^2/4\tau)}}{(4\pi\tau)^{3/2}}$ 。从此式可见，费米年龄较小（即中子动能较接近源中子能量）的中子在空间上分布在较靠近源的地方，离源较远处中子的费米年龄较大（即中子动能较低）。

费米年龄的单位是  $m^2$ ，而不是时间单位。它的物理意义是，对于各向同性的单能点中子源，中子由能量为  $E_0$  慢化到能量为  $E$  的直线位移均方值的六分之一。中子在介质中的位移均方值是可以实验方法测量的，这就是说费米年龄也可以用实验方法求得。

(李植华)

zhongzi tanceqi

**中子探测器** (neutron detector) 利用中子与硼或铀相互作用后产生的带电粒子使气体电离或经中子照射作用后材料本身的活化来探测中子的器件。中子探测器广泛用于反应堆核功率测量或堆芯中子通量密度分布测量中。

**工作原理** 中子是一种不带电的粒子。中子探测器的工作原理是：中子与某种核产生反应时放出带电粒子，带电粒子在气体中运动时产生气体电离，通过测量气体电离量来确定中子通量密度水平。例如，中子与  $^{10}\text{B}$  的  $(n, d)$  反应，放出  $d$  粒子；或中子与  $^{235}\text{U}$  反应生成裂变碎片。图 1 示出气体电离的工作机理，曲线表示两电极间气体在受到射线电离后，在电极上收集

到的离子数与电极间电压的关系。其中 I 区表示生成

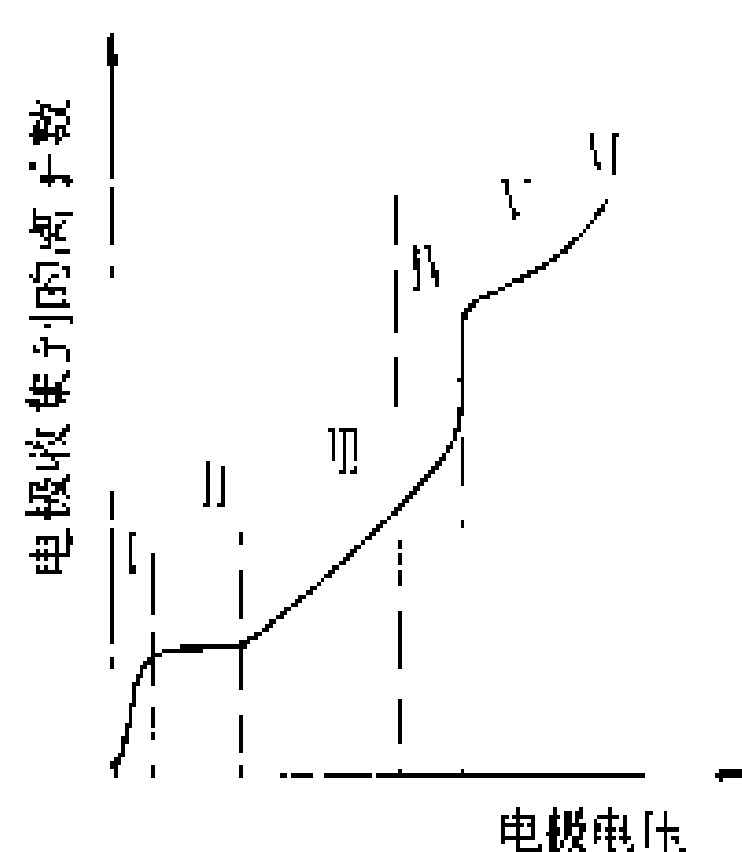


图1 气体电离特性

的离子在被电极收集到以前,就部分复合了。随着电压的升高,离子重新复合的几率越来越低。I区表示所产生的离子全部被电极收集到,称饱和电离电流区。在一个相当宽的电压变化范围内,收集到的离子数仅与射线密度成正比而基本上与电压无关,

即出现一个“坪”。电离室就工作在这个“坪”的范围内。电压继续加大,在电极附近形成相当大的电场强度,离子在向电极运动时,在电场中获得比较大的能量,引起气体二次电离,形成气体放大。如III区,这时输出脉冲仍保持与原始总电离量成正比,称比例计数区。基于这一特性的探测器称正比计数管。IV区系有限正比区。V区气体呈雪崩式电离,放大倍数很大,以致输出脉冲与原始总电离量无关。每次电离,即每个脉冲,电极收集到的离子数是一个常数。利用这个特性作出的探测器称盖格弥勒计数管。VI区是连续放电区。

**电离室** 电离室大多系圆柱式平行电极,封装在金属盒或外壳内,接合处通过绝缘设计,使漏电为最小。电极与盒之间的典型电阻高达  $10^{12}\Omega$  的量级或更高。如果预计信号水平很低,为了绝缘可以使用屏蔽结构。这种结构是由围绕每一根导线的绝缘的屏蔽环或圆筒所组成。屏蔽环保持与相应的电极等电位。电极的设计和装配必须使电离室的灵敏区内有均匀的电场。可以使用辅助电极,来帮助达到电场的均匀性。

(1) 硼电离室:用以测量热中子。在电离室中充以  $BF_3$  的气体,或将硼涂在各电极上。在后者的情况下,容器内所充的气体一般为氢气。容器和电极均由纯铝制成。经中子照射后,中子和硼发生  $(n, \alpha)$  反应,产生的  $\alpha$  粒子大约具有 2.5MeV 的能量,它能使氢或  $BF_3$  电离,而产生电流。电离室的外加电压约 200~500V。电离室的中子灵敏度为  $10^{-11} \sim 10^{-13} A/n/cm^2 \cdot s$ ,而  $\gamma$  射线的灵敏度为  $10^{-13} \sim 10^{-12} A/rem/h$ 。电离室的中子灵敏度可以通过下列方法加以调整:选择涂有硼的电极的面积,选择所充气体的压力,以及选择  $^{10}B$  同位素的浓度。

(2)  $\gamma$  射线补偿电离室:硼电离室存在的问题之一是没有选择性,它能探测到任何的电

离辐射,因此在强  $\gamma$  场下可能产生相当大的测量误差。把电离室分成相等两部分,一部分对中子及  $\gamma$  射线都灵敏,另一部分只对  $\gamma$  射线起作用,即一部分涂硼,另一部分无硼。设法使两电离室中的电流反向流动,则所得到的电流就只正比于中子通量密度。体积补偿不受  $\gamma$  射线能谱和强度变化的影响,其补偿度在出厂时调整到 97%~98%,使用时不能再调整。另一个方法是电压补偿,通过从外面调整补偿电极的电压,以改变电力线的分布,达到改变电离室两部分的有效体积,来调整  $\gamma$  射线的补偿度(称电压补偿),使用  $\gamma$  补偿的电离室能把量程扩展约两个量级。补偿电离室示于图 2。

(3) 长中子电离室:在大型反应堆中,为了测量堆芯轴向功率不平衡,使用了长度与堆芯高度相当的长中子电离室。其内部是由上、下两节或多节硼电离室组成,分别与堆芯的上、下两半部分相对应,并在电路上将所测信号加以处理,以测量轴向功率分布。

(4) 裂变电离室:在充有氙气的不锈钢密闭容器中装有电极,电极上沉积有铀,中子与铀作用生成的裂变碎片,在电离室中产生电离作用。裂变电离室所能测量的最低中子通量密度水平受到在电离室内电极铀的天然  $\alpha$  蜕变所引起的虚假电流的限制。

Q 如果希望对快中子进行探测,可使用其他材料,见表。

探测不同能谱中子所添加物质的阈能表

热能	<1 MeV	>1 MeV
$^{233}U$	$^{234}U$	$^{232}Th$
$^{235}U$	$^{237}Np$	$^{238}U$
$^{239}Pu$		

**计数管** 当中子通量密度很小时,用电离室测量很小的电离电流就会很困难,由于此种情况下, $\gamma$  射线及残余放射性的干扰就变得更为显著。计数管所发出的是不连续的脉冲。要求计数管对每一电离事件都输出一个电流脉冲,它们可以被放大,而且可用适当的计数率计来测量它们的计数率。因为信号是脉冲,所以

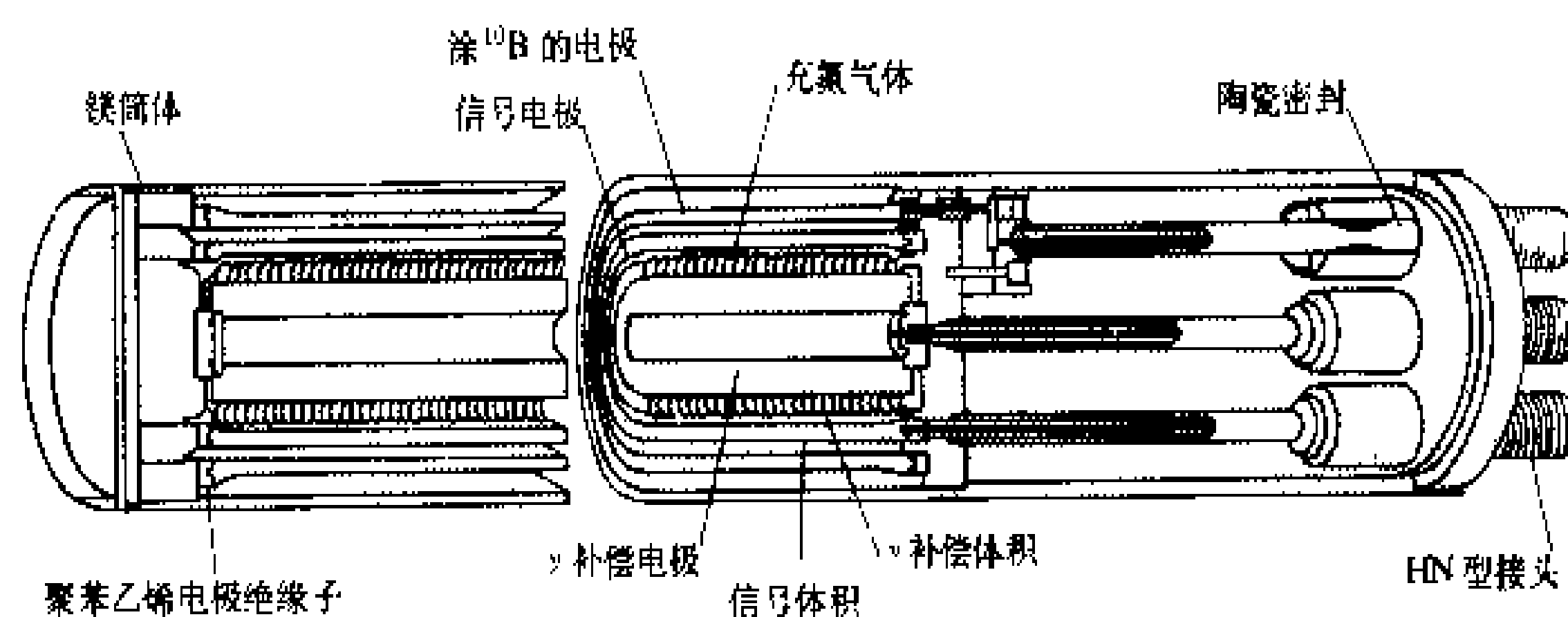


图2 补偿电离室

“室”的绝缘问题就不是关键性的了,通常要求 $10^6\Omega$ 以上。脉冲高度主要取决于计数管所使用系统的电容和电阻。对于计数管的内部结构,要使电容为最小,并使电极间的距离,对电离事件的射程来说,是最佳的。为了要区别开不想要的电离事件,比较简单的方法是采用脉冲高度甄别。

(1)  $\text{BF}_3$  正比计数管:由金属圆管构成一个电极,沿圆管中心轴悬着一根绝缘细导线作为另一电极,管内充有  $\text{BF}_3$  气体。中子和  $^{10}\text{B}$  作用放出的  $\alpha$  粒子使气体产生一次电离。在细导线上加的极化电压是相当高的,约 3000V,这样可以产生二次电离以增加所产生的离子对数,提高灵敏度。一般每平方厘米每一个中子可产生 3 个计数。该计数管是常用的脉冲计数管中最灵敏的。由中子所产生的脉冲高度大约为  $\gamma$  射线所产生的脉冲高度的 100 倍,所以通过脉冲高度甄别可减少  $\gamma$  本底的干扰。计数管的最大计数率为  $5\times 10^4\text{n/s}$ ,但其工作环境的  $\gamma$  射线强度一般要在  $10^2\text{rem/h}$  以下。 $\text{BF}_3$  正比计数管可通过提高  $^{10}\text{B}$  的浓缩度来增加灵敏度。图 3 示出正比计数管的剖面图。

(2) 涂硼正比计数管:将固态的硼涂在计数管的管壁上,其壳由铝制成,壳内充有氩气,中心处装有细导线的电极。将它接到高压电源上,以获得气体放电所需较高的电场强度。这种计数管寿命比较长,且在高中子通量密度辐照后复原情况也较好。但涂硼层能吸收一些  $\alpha$  粒子,影响进入填充气体的  $\alpha$  粒子的能量,使输出脉冲高度出现一些波动,因而脉冲高度甄别的效果就比较差一些。

(3) 裂变计数管:铀的裂变现象也可应用到计数管上。在计数管电极上涂有铀,管内充以惰性气体。经中子辐照后,铀裂变产生的碎片能量很高,具有足够的电离能力,可以产生适当的脉冲幅度。当电容量为 100PF 时,脉冲幅度一般在 0.1~1mV 范围内。铀的  $\alpha$  放射性也会引起本底计数率。这种影响亦可利用脉冲高度甄别加以降低。裂变计数管的灵敏度约为单位中子通量密度 0.2 个计数。裂变计数管的重要特性是可以在很强的  $\gamma$  射线场(高达  $10^5\text{rem/h}$ )内工作;而且可以设计得使它能在高达  $900^\circ\text{C}$  的温度下工作。

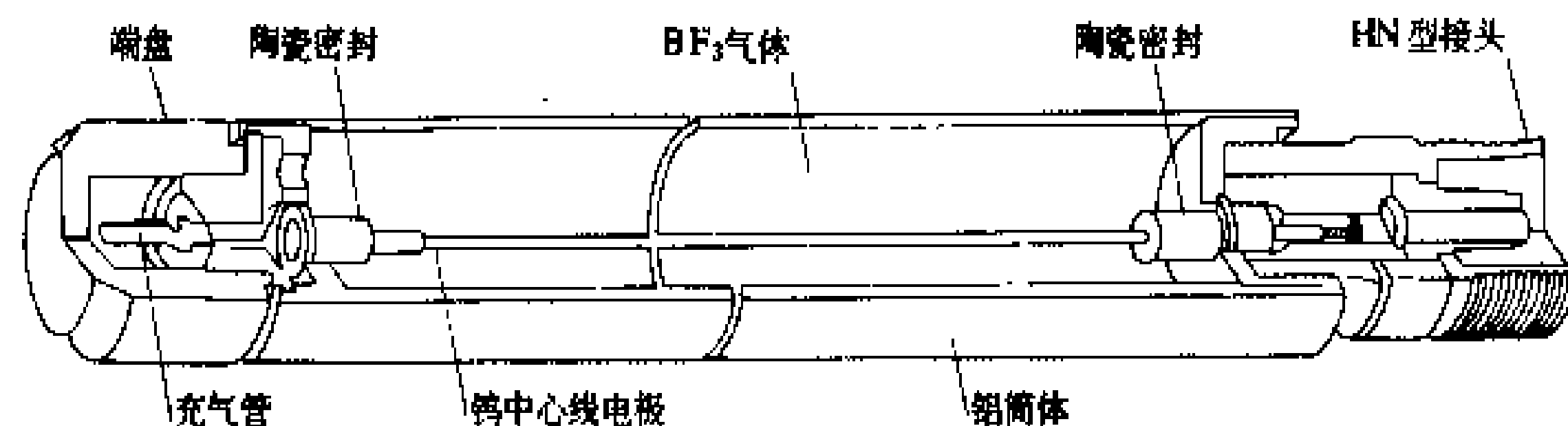


图 3 正比计数管剖面图

#### 参考书目

Harrer J M & Beckerley J G. Nuclear Power Reactor Instrumentation Systems Handbook. La Grange; The Office of Information Services U. S. Atomic Energy Commission. 1973

(叶奇慕 周嘉禧)

zhongzi yu wuzhi de xianghuzuo yong

**中子与物质的相互作用** (interaction of neutron with the matter) 中子在宏观物质中与原子核之间发生的各种核反应,以及它们之间的能量交换过程。

中子 一种不带电的自旋为  $1/2$  的粒子,原子核的基本成分之一。其静止质量  $m=1.6749543\times 10^{-27}\text{kg}=1.0086650\text{amu}$ (相对原子质量单位)。中子在自由状态下是不稳定的,它的半衰期为 10.6min。中子在与物质相互作用时,具有双重性:有时表现为粒子性,有时则显示为波动性。

在反应堆物理中,通常按中子能量将中子划分为快中子、中能中子及热中子三类:

(1) 快中子是指能量在 0.1MeV 以上的中子。典型的例子是重核裂变放出的大部分中子。

(2) 中能中子是指能量在 1eV 到 0.1MeV 之间的中子。

(3) 热中子是指能量在 1eV 以下的中子。它是由高能中子经弹性散射而逐渐慢化下来得到的。在反应堆物理中,通常将能量高于热中子的中子,称为超热中子。

中子与原子核相互作用机理 通常认为中子与原子核相互作用有势散射、直接相互作用和复合核的形成三种机理。

(1) 势散射是任何能量的中子和核表面势相互作用的结果,中子并未进入原子核。散射前后原子核的内能没有变化。入射中子将其部分动能(或全部)传给原子核,散射后,中子改变了运动方向和能量。势散射前后中子与原子核系统的动能和动量守恒,是一种弹性散射。

(2) 直接相互作用是入射中子直接与原子核内某个核子碰撞,使某个核子从原子核里射出来,中子留在核内。例如  $(n, p)$  反应就是从原子核里射出质子来。如果射出的核子是中子,原子核从激发态回到基态,而有  $\gamma$  射线放出,则就是非弹性散射过程。入射中子要求具有较高的能

量,才能与原子核发生直接相互作用。

(3) 复合核的形成是入射中子被原子核吸收形成一个处在激发态的复合核。它在激发态上停留短暂时间后而放出一个核子或一组核子而衰变。这将可能产生  $(n, p)$ 、 $(n, \alpha)$ 、 $(n, n)$ 、 $(n, n')$ 、 $(n, \gamma)$  以及复合核分裂  $(n, f)$  等反应。

类型 中子与原子核相互作用,概括起来可分为散射与吸收两类。

中子散射是中子慢化过程的主要核反应。它有弹性散射和非弹性散射两种。

(1) 弹性散射  $(n, n)$ : 又可分共振弹性散射和势散射两种。共振弹性散射经过复合核的形成过程,表示为  ${}^A_ZX + n \rightarrow ({}^{A+1}_ZX)^* \rightarrow {}^A_ZX + n$ , 而势散射则不经过复合核的形成过程,表示为  ${}^A_ZX + n \rightarrow {}^A_ZX + n$ 。共振散射只有当中子处在特定能量时才能发生。热中子反应堆里高能中子慢化成热中子的过程主要是靠弹性散射(见中子慢化)。

(2) 非弹性散射  $(n, n')$ : 表示为  $({}^A_ZX) + n \rightarrow ({}^{A+1}_ZX)^* \rightarrow ({}^A_ZX)^* + n$ , 而  $({}^A_ZX)^* \rightarrow {}^A_ZX + \gamma$ 。只有当入射中子能量高于某一数值(阈能)时,才能发生非弹性散射。在热中子反应堆内,裂变中子的能量为 MeV 数量级,所以堆内会发生非弹性散射现象,但由于非弹性散射能使中子能量较快地降到阈能以下,且热堆内具有高能的中子数量较少,致使非弹性散射在热堆内并不重要,与此相反,非弹性散射对于快中子反应堆,却是非常重要的物理过程。

反应 中子吸收包括着辐射俘获  $(n, \gamma)$ 、 $(n, \alpha)$ 、 $(n, p)$  以及核裂变  $(n, f)$  等反应:

(1) 辐射俘获  $(n, \gamma)$ : 表示为  ${}^A_ZX + n \rightarrow ({}^{A+1}_ZX)^* \rightarrow {}^{A+1}_ZX + \gamma$ 。其中同位素  ${}^{A+1}_ZX$  往往具有放射性。低能中子与中等质量核、重核作用时容易发生辐射俘获。

(2)  $(n, \alpha)$  反应: 表示为  ${}^A_ZX + n \rightarrow ({}^{A+1}_ZX)^* \rightarrow {}^{A-3}_{Z-2}Y + {}^4_2\text{He}$ 。例如:  ${}^{10}_5\text{B} + n \rightarrow {}^7_3\text{Li} + {}^4_2\text{He}$ 。中子在低能区时,这个反应截面很大(见中子核反应截面),所以  ${}^{10}\text{B}$  是热中子反应堆的一种很好的控制材料。

(3)  $(n, p)$  反应: 表示为  ${}^A_ZX + n \rightarrow {}^{A-1}_{Z-1}Y + {}^1_1\text{H}$ 。例如,  ${}^{16}_8\text{O} + n \rightarrow {}^{16}_7\text{N} + {}^1_1\text{H}$ , 其中  ${}^{16}\text{N}$  的半衰期为 7.3s。它放出  $\beta$  和  $\gamma$  射线,这一反应是水中放射性的主要来源。

(4) 核裂变  $(n, f)$ : 表示为  ${}^A_ZX + n \rightarrow ({}^{A+1}_ZX)^* \rightarrow {}^{A_1}_{Z_1}Y + {}^{A_2}_{Z_2}Y + \nu n$ , 其中,  ${}^{A_1}_{Z_1}Y$ 、 ${}^{A_2}_{Z_2}Y$  为中等质量数的核,称做裂变碎片、 $\nu$  是每次裂变平均放出的中子数。每次,  ${}^{235}\text{U}$  裂变能放出大约 200MeV 的核能(见裂变反应)。

#### 参考书目

谢仲生主编. 核反应堆物理分析(上册). 第二版, 北京: 原子能出版社, 1985

(罗璋琳)

zhongzi yuan

**中子源** (neutron source) 能发射中子的装置或物质。中子源大致分成三类,即放射性中子源,反应堆中子源及加速器中子源。

放射性中子源 利用放射性核素衰变时放出一定能量的射线,去轰击某些靶物质,产生核反应而放出中子的装置。主要基于以下三种核反应:  $(\alpha, n)$  反应、 $(\gamma, n)$  反应和自发裂变。

(1)  $(\alpha, n)$  中子源: 常以铍(Be)作为靶核。放射性同位素  ${}^{226}\text{Ra}$ (镭)、 ${}^{210}\text{Po}$ (钋)、 ${}^{239}\text{Pu}$ (钷)或  ${}^{241}\text{Am}$ (镅)发射出的  $\alpha$  粒子与铍靶核作用而产生中子。特点是体积小,一般讲寿命长( $\text{Po}-\text{Be}$  源半衰期最短为 138.4 天,其他都长达几百年以上), $\gamma$  射线剂量率低( $\text{Ra}-\text{Be}$  源除外),价格贵等。反应堆中常用它作起动中子源。

(2)  $(\gamma, n)$  中子源: 亦称光中子源。它常以铍或氘(D)作为靶核。 $\gamma$  发射体常用  ${}^{124}\text{Sb}$ (锑)等。发射的  $\gamma$  与靶核作用产生中子。反应堆内常用  $\text{Sb}-\text{Be}$  源,  ${}^{124}\text{Sb}$  半衰期虽短(60.9 天),但在堆内可以进行重复照射。

(3) 自发裂变中子源: 很多重核都能自发裂变放出中子。但一般自发裂变概率小,适宜于作中子源的只有  ${}^{252}\text{Cf}$ (锎)。特点是体积小,且其放出中子的能谱近似于裂变中子谱。

反应堆中子源 利用重核裂变,在堆内形成链式反应,不断地产生大量中子的装置。特点是中子通量密度大,能量谱形比较复杂。

加速器中子源 利用各种带电粒子加速器,加速质子或氘等粒子,去轰击靶核而产生中子的装置。特点是可以较宽的能区内获得单能中子。反应堆物理实验中所使用的小巧的脉冲中子源就是利用加速氘核粒子与氘靶发生  $(d, n)$  核反应获得中子的。它可以脉冲工作,也可以连续工作。

#### 参考书目

卢希庭主编. 原子核物理. 北京: 原子能出版社, 1981

胡大璞, 郑福裕编著. 核反应堆物理实验方法. 北京: 原子能出版社, 1988

(郑福裕)

zhongshuidui hedianchang

**重水堆核电厂** (heavy water reactor nuclear power plant)

以重水堆为能源的核电厂。重水堆是以重水作慢化剂的反应堆。重水的中子吸收截面小,慢化性能好,中子利用率高,故可以直接利用天然铀作为核燃料。重水堆可以用多种材料作冷却剂,目前

主要有轻水冷却和重水冷却两类。轻水冷却的,例如英国的温弗立斯核电厂(Winfrith, 100MW)和日本的普贤核电厂(Fugen, 165MW)。重水冷却的有压力容器式和压力管式两类。CANDU型重水堆是压力管式最有代表性的重水堆,其数目和装机容量占重水堆核电厂的极大部分(参见彩图插页第22页36图)。

**简史和现状** 重水堆核电厂是发展较早的核电厂。有各种类别,但已实现工业规模推广的只有加拿大发展起来的CANDU型压力管式重水堆核电厂。1962年,第一座示范堆罗耳弗顿(Rolphton, 22MW)投入运行。1967年,第一座原型堆道格拉斯角(Douglas Point, 208MW)投入运行。1971~1973年,第一批商用重水堆核电厂皮克林A(Pickering A,  $4 \times 515$  MW)投入运行。1976~1979年,布鲁斯A(Bruce A,  $4 \times 825$  MW)投入运行。目前CANDU型重水堆核电厂已形成标准化系列,按功率大小有900型、600型和300型。600型已成批生产。300型为较晚推出的中小型核电厂设计,平均电功率约450MW,适合于电网较小、电力需求增长不快和财政不甚宽裕的发展中国家。300型设计简化了系统和设备,使每千瓦造价与大功率核电厂大致相等。其设计特点之一为用一台换料机完成装卸料操作以代替两端双机的换料系统,这样可减少设备和简化布置,但换料机结构复杂。80年代末又推出CANDU-300型的改进型CANDU-3型,其系统和设备基本上仍沿用CANDU成熟的技术,主要在电子技术和计算机应用方面作了改进。此外,在布置上作了改进,扩大了功率运行时的可达区以便于维修。例如,可以在运行时检修控制棒驱动机构,可以在60%功率运行时更换主泵电动机。

长期以来,加拿大是CANDU型重水堆唯一的生产国。1984~1985年,印度自己建造的两座马特拉斯(Madras)重水堆投入运行使印度成为世界上第二个自己建造CANDU型重水堆的国家。

截止1990年底,全世界投入运行的重水堆核电厂有29座,总功率16756MW,分别占全世界运行中核电厂总数的6.06%和总功率的5.14%。建造中的重水堆核电厂有15座,总功率7119MW,分别占建造中核电厂总数的18.1%和总功率的10.8%。

CANDU型重水堆核电厂的布置与轻水堆核电厂大致相同(见图1)。以圆筒形反应堆厂房为中心,周围为燃料厂房、核辅助厂房、汽轮机厂房、电气和控制厂房等。

反应堆壳体为直径约7m的排管容器,内盛重水慢化剂,其运行温度约70℃。容器内纵向布置数百根燃料管道,即压力管。高压重水冷却剂在管内流动。两端各有一台换料机,在运行时连续装入新燃料和卸出

乏燃料。反应性控制棒插在慢化剂内。其本体结构详见压力管式重水堆本体结构。典型600MW压力管式重水堆核电厂主要参数见表。

**重要系统及其功能** 以600MW CANDU型标准设计为例。

**一次冷却剂系统** 相当于压水堆核电厂的反应堆冷却剂系统。通常设两个环路,每个环路包括两台主泵(重水泵)、两台蒸汽发生器、容器两端的各一条进水母管和一条出水母管、半数燃料管道以及将压力管与母管相连的水管。冷却剂的8字形循环路线为CANDU型重水堆所特有(见图2)。重水由“前端”的进水母管经支管和占总数1/4的燃料管道的进水管进入压力管,在管内作顺向流动,再由各压力管的出水管经支管汇集于“后端”的出水母管,经蒸汽发生器A和主泵A,然后由“后端”的进水母管经支管和另外1/4燃料管道的进水管进入压力管,在这些压力管内作“逆向”流动,再由各压力管的出水管经支管汇集于“前端”的出水母管,经蒸汽发生器B和主泵B返回至“前端”的进水母管。如此反复循环,把反应堆产生的热量传给蒸汽发生器二回路侧产生蒸汽。

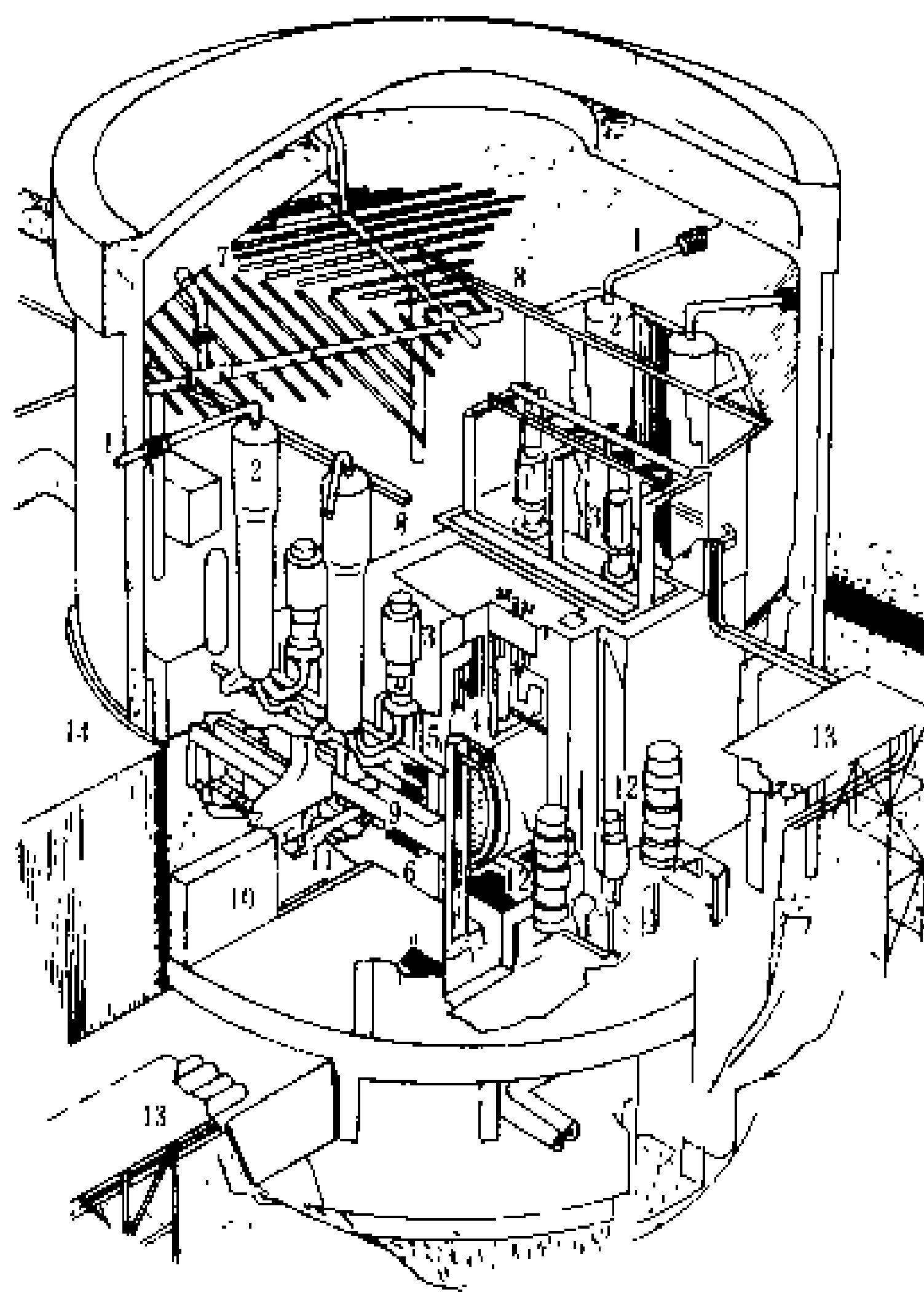


图1 重水堆核电厂布置图

- 1—主蒸汽管道; 2—蒸汽发生器; 3—主泵; 4—排管容器;  
5—进出水管; 6—燃料管道; 7—喷淋水箱; 8—吊车轨道;  
9—换料机; 10—换料机门; 11—吊线; 12—慢化剂循环系  
统; 13—管道桥架; 14—辅助厂房





相应条目。

**主要特点** 优点是：①重水慢化能力好，中子吸收截面小，所以重水堆可用天然铀作燃料。②由于中子寿命较长以及缓发中子份额较大，故事故时功率上升较慢，运行较为便于控制。③乏燃料组件在轻水池中贮存，不会发生临界事故。④CANDU 型重水堆核电厂可在满功率运行时连续换料，可减少停堆时间，提高核电厂负荷利用率。

缺点是：①重水价格昂贵，如 600MW 的重水堆核电厂初次需投入重水近 500t，每年需补充 1% 以上。因此重水系统要求具有高度密封性能，以防止重水泄漏。②排管容器管与排管容器管板上的连接都是胀接的，容易发生泄漏故障，影响核电厂的运行。③重水堆系统复杂。除冷却剂有关系统外，还增加慢化剂有关系统和重水处理系统，故重水堆的系统数目是压水堆的两倍左右，因此建造费用较压水堆核电厂高。④由于大量胀接接头和对重水系统密封性的要求高，重水堆冷却剂的运行压力一般低于压水堆（重水堆 10~11MPa，压水堆 15.0~15.5MPa），因此使二回路蒸汽运行压力相应降低 1~2MPa，电厂热效率降低约 4%。

由上述优缺点的比较，可以认为重水堆存在一些根本性的缺点，故建造数量仅占世界核电厂总数较小的百分数，不是没有原因的。

（姜锡驹 朱文煜）

zhongshuidui kongzhi

**重水堆控制** (control of HWR) 重水堆分

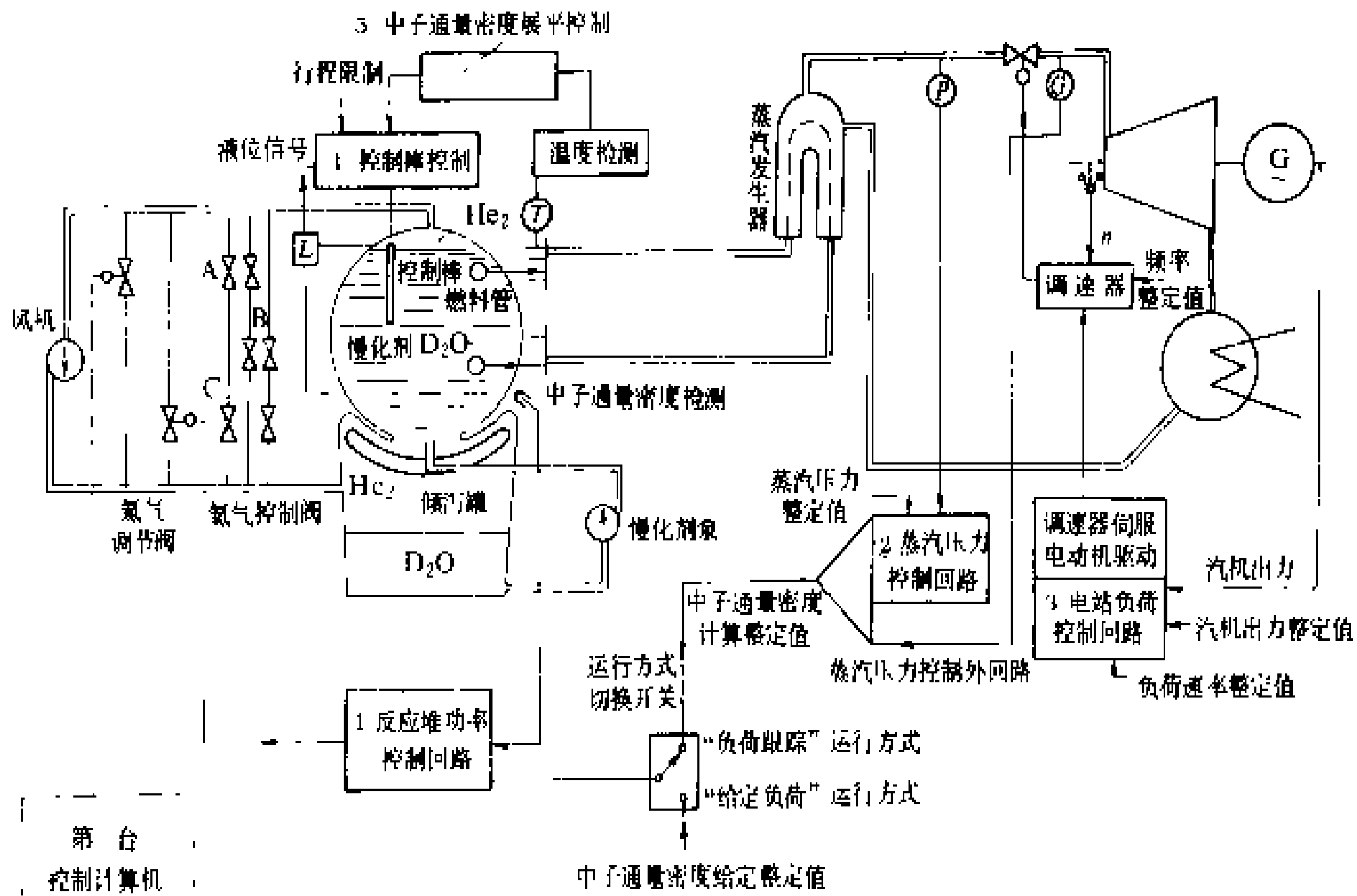
压力壳式重水堆和压力管式重水堆（见重水堆核电厂）。压力壳式重水堆控制与压水堆控制大体相似。压力管式重水堆（即 CANDU 型重水堆）是通过调节慢化剂重水液位来调节反应堆的功率的，利用慢化剂的倾泻或控制棒下插入堆芯来停堆的，其主要控制包括：

- ①重水堆反应性控制；
- ②重水堆功率调节；
- ③重水堆控制棒控制；
- ④中子

通量密度展平控制。

**反应性控制** 重水堆反应性控制方式有：①改变反应堆排管容器内重水慢化剂的液位。②调节控制棒在堆芯内的插入深度。③对某些大型重水堆，为了改善堆芯中子通量密度的分布，将堆芯分为若干个区，比如沿轴向划分为两个部分，沿径向每个部分划分为 1 个中心区和 6 个外围区，共 14 个区。每区内设有隔层，可以有控制地充以一定量的轻水，用以控制各分区的反应性，校正堆芯中子通量密度分布倾斜，抑制可能出现的氙振荡。④慢化剂内注入硼酸溶液。

**重水堆功率调节** 根据设置在反应堆四周的电离室（见中子探测器、堆芯中子通量密度测量）信号与给定值的偏差，控制氦气调节阀，改变液位，从而改变堆功率。排管容器慢化剂液位的调节系通过改变重水倾泻罐与排管容器顶部之间氦气压差来实现的。当倾泻罐内氦气压力上升时，压差增加，为平衡此压差，排管容器重水液位上升；相反，若倾泻罐内氦气压力下降，重水液位下降。功率调节系统的响应时间约 2s，包括调节阀时延和慢化剂响应时间。图示为功率调节系统的原理图。当电厂按基本负荷方式运行时，选择开关合到“给定负荷”位置。当电厂按负荷跟踪方式运行时，选择开关合到“负荷跟踪”位置。此时堆功率控制和蒸汽压力控制两控制回路串联运行。由于汽轮机负荷的变化反映在蒸汽压力和流量的变化上，故通过蒸汽压力控制回路给出相应于汽轮机负荷的堆功率整定值，可以实现负荷跟踪，使堆功率与汽轮机负荷一致。系统响应时间约 15s，其中一回路时延 6~7s，二回路时延



压力管式重水堆功率调节系统原理图

φ—中子通量密度；n—汽轮机转速；T—燃料管出口温度监测仪表；P、G—二回路蒸汽压力、流量监测仪表；L—慢化剂液位监测仪表

7~8s。为加速系统的调节过程,引入蒸汽压力变化率,作为输入信号。

**重水堆控制棒控制** 实现对反应堆反应性粗调,以维持重水液位在给定区间,并补偿反应性大幅度变化。为了改进重水堆核电厂的可利用率,通常设有反应堆自动降功率系统。借助向堆芯插入一定数量的控制棒,使堆功率自动下降到某个水平,以减缓某些不必立即停堆的故障。

**中子通量密度展平控制** 根据每一分区燃料管道冷却剂出口的平均温度,分别调整相应分区内的用以进行区域控制的控制棒,或轻水隔层(轻水棒)的轻水量,以调整各分区冷却剂出口的平均温度都在给定范围内,从而展平堆芯的功率分布。轻水隔层的轻水量可通过控制轻水注入阀的开度来进行调节。

此外,对重水堆,还可通过重水倾泻进行紧急停堆。氮气回路上还设置了6个控制阀,按“三取二”原则联接。一旦出现事故信号,控制阀就打开,消除氮气鼓风机压差,慢化剂迅速倾泻入倾泻罐,反应堆立即停闭。

与压水堆核电厂相似,压力管式重水堆核电厂同样设有一回路压力控制系统,蒸汽发生器水位控制系统,蒸汽排放控制,以及电厂负荷控制等。

为提高可靠性,压力管式重水堆核电厂一般采用双机控制。两台控制计算机互为备用,功能相同,并设有监视器,当运行中的计算机出现故障时,自动切换。

(骆志伟)

zhongyao changyongshui xitong

**重要厂用水系统** (essential service water system) 将与安全相关设备的热负荷传输至最终热阱所需的冷却水系统,是专设安全设施的支持系统之一。系统还包括执行安全功能所需的取水构筑物、排水构筑物或冷却塔。

需要冷却的热负荷有停堆后的剩余释热、各安全相关热交换器的热负荷、事故工况下释放到安全壳内的热负荷以及其他停堆后的热负荷。本系统的排热速率,应保证被冷却的系统和设备在任何工况下不超过规定的温度限值。

本系统的水源,除来自电厂取水构筑物或冷却塔的正常水源外,还需设置专用贮水池或贮水箱作为应急水源,其水量或自然冷却能力须保证反应堆发生事故时的安全停堆,并在规定时间(例如30天)内保持安全停堆状态。由于本系统所冷却的设备及其介质大多带放射性,所以,需要在这些设备与最终热阱之间设置一个中间冷却系统(见设备冷却水系统)。

本系统的设计,应考虑能经受厂址的基准自然灾害以及对可能出现的飞射物的实体保护。应设置两个系列以符合单一故障准则的要求。

本系统的气动或液动阀门应在失去操作动力源的情况下保持在安全位置。接触放射性流体的调节阀、波纹管阀或隔膜阀,须控制泄漏,并将泄漏物引向放射性废物处理系统。

在系统内适当部位应设置滤网、粗滤器或过滤器。这些过滤装置,应便于清洗或检修而不至于影响系统的安全功能。在过滤器的两侧应设高压差或低压差报警信号。

对于容易滋生微生物的水源,需有冷却水化学处理措施,例如加氯。

(朱文煜)

zhuguandao cailiao

**主管道材料** (reactor coolant piping materials) 指连接反应堆压力容器、蒸汽发生器、主泵和稳压器形成封闭环路的管道或沸水堆中冷却剂再循环系统的管道所用材料。

压水堆主管道的材料主要是316型不锈钢(见堆芯结构材料),最初都用无缝钢管,而现在广泛采用铸造管(直管为离心铸造,弯头为静态铸造)。也有采用与压力容器相同的低合金钢(见反应堆压力容器材料)钢管,再在管内壁堆焊不锈钢衬里的。

沸水堆再循环系统管道的材料主要是304型不锈钢(见堆芯结构材料),最初采用无缝钢管,而现在也有用焊接钢管的。

国外常采用下列牌号主管道管材,它们的化学成分和力学性能见表。

主管道的主要性能要求是要有足够的机械强度、良好的抗应力腐蚀和抗均匀腐蚀能力,并应具有良好的焊接性能。

316不锈钢离心铸造管的组织是在奥氏体基体上适当分布铁素体相的双相组织。一般认为,双相不锈钢有改善抗应力腐蚀裂纹的能力。此外,双相组织不锈钢具有较好的焊接性能,以及与纯奥氏体不锈钢大致相同的抗均匀腐蚀能力。另外还开发了核级的316不锈钢( $C \leq 0.020\%$ ,  $Si \leq 0.75\%$ ,  $Mn \leq 2.00\%$ ,  $P \leq 0.040\%$ ,  $S \leq 0.030\%$ ,  $Ni 10.00\% \sim 14.00\%$ ,  $Cr 16.00\% \sim 18.00\%$ ,  $Mo 2.0\% \sim 3.0\%$ ,  $N \leq 0.12\%$ ,  $C+N \leq 0.13\%$ )。

304不锈钢管在作为沸水堆再循环系统的旁路管以及应急堆芯冷却系统的堆芯喷淋管时,曾发生过晶间应力腐蚀裂纹的问题。造成这一后果的主要影响因素可能是材料是否已敏化、是否有足够的拉应力和促

用途	牌号	化学成分 (%)								力学性能			
		C	Si	Mn	P	S	Cr	Ni	Mo	$\sigma_s$ (N/mm <sup>2</sup> )	$\sigma_b$ (N/mm <sup>2</sup> )	$\delta_5$ (%)	10℃, $A_{kv}$ (J)
压水堆 一回路	SA341 CPF8M	≤0.080	≤1.50	≤1.50	≤0.040	≤0.040	18.00	9.00	2.0	≥205	≥485	≥30.0	
	SA351 CF8M						21.00	12.00	3.0				
主蒸汽	20MnMoNi55	0.15	0.15	1.15				0.45	0.45		570		
		≤0.012	≤0.012	≤0.012	≤0.012	≤0.012	≤0.20			≥431		≥19.0	≥41
再循环 系统管道	SA240 TP304	0.25	0.30	1.50				0.80	0.55		710		
		≤0.080	≤1.00	≤2.00	≤0.045	≤0.030	18.00	8.00	—	≥205	≥517	≥40.0	
							20.00	10.50					

进裂纹发生的环境条件等。对上述问题，正在从材料、环境条件、应力等方面综合研究，提出解决措施。  
(桂运平)

zhukongzhishi

**主控制室** (main control room) 对核电厂进行监督、控制和操纵的场所。主控制室设有监测仪表、报警装置、调节器控制指令设定装置以及手动指令控制器等。主控制室的任务是：在所有运行工况下能使核电厂安全地运行；在发生事故工况和控制室设计中采用的设计基准事件后能采取措施将核电厂保持在安全状态或使其返回安全状态。为此，主控制室与核电厂的主要工艺系统和关键设备均有密切联系。在主控制室内要执行核电厂的启动、发电运行、停闭等操作，并且在出现系统或设备故障时进行事故处理操作，这都与核电厂的安全密切相关。

**发展简史** 主控制室的发展与核电厂规模和自动化水平密切相关。大体可划分为三个阶段：①早期的核电厂采用主控制室和就地控制屏分级控制和操作的方式，主控制室内集中了主系统和大设备运行操作所需要的仪表和操作开关，简单的手动指令控制器，并以此组成控制屏台，在主控制室内，还配备专门的通信设施，用以和各就地控制屏操纵人员进行联系，了解就地控制情况，协调操作。②70年代以来，核电厂的单机容量越来越大，其自动化的水平越来越高，几乎所有的操作都集中于主控制室。例如一个900MW的核电厂大约有1300余个状态参数在主控制室内显示，其中，模拟量过程参数约500余个，开关量过程参数约800余个；此外，还有100余个调节器控制指令装置和700余个开关指令控制器。在主控制室内，通常根据工艺分类并考虑到操作上的方便，将表示上述参数的信号装

置、仪表和控制器相对集中，即在操纵员的正面屏上设置与反应堆和主回路有关的信号装置和仪表；在其左面屏上设置核辅助系统和专设安全设施状态参数的信号装置和仪表，在其右面屏上设置发电部分的状态参数信号装置和仪表，其他辅助系统和剂量监督系统的状态参数信号装置和仪表设置在操纵员侧面或后面屏上，对有关的指令控制器，分别设置在相应的屏盘上。对有控制台的主控制室，都将与反应堆装置及电厂功率操作有关的指令控制器设置在控制台上。经验表明：主控制室的指令控制器的操作对核电厂的安全性和利用率有重大影响，特别是核电厂过渡运行状态（启动、停闭、变功率、系统或设备切换）下的操作所引起的事故概率远大于其稳定运行状态的。人们逐渐认识到：对核电厂这样一种复杂的工业生产过程的操纵，操纵员是在一个具有十分庞大信息的主控制室内工作的，所以人机接口是一个非常重要的问题。因此，开展了主控制室的人因工程的研究，并着手制订新的核电厂主控制室设计标准，其中包括设置安全参数显示系统等措施。③对新一代正在开发的主控制室设计充分利用了人因工程研究的成果。在主控制室中运用计算机进行信息处理和多台阴极射线管（CRT）显示，使主控制室的信号和仪表减少到必要和适宜的程度，关键信号的参数可以通过CRT连续监视，其他的信号和参数可以通过CRT有选择性地显示。近年来日本有些公司正在开发在操纵员前方设置大屏幕CRT显示系统，该系统形象地显示诸如核电厂系统流程、设备状态、运行参数及其超限等情况，从而能更好地协助操纵员进行核电厂的监督和操作。

**技术要求** 概括起来有环境、信息、通信等多种要求。

(1)人因工程学要求：充分考虑到操纵员本身的生

理和心理特征,诸如人体尺度、公认惯例(如动作方向、颜色标志等)、视听能力、思维方式以及反应速度等。

(2)环境因素要求:主控制室位置设置应保证操纵人员在事故工况下不遭受过量照射和毒气伤害等,使他们保持必要的操作能力,同时,对主控制室要采取防火、抗地震、防飞射物的措施。主控制室内的工作环境应具备充分的空调、良好的照明,并有噪声隔离设施。

(3)空间和布置要求:主控制室要有足够的空间,以满足操纵人员进行操作和事故处理所必要的活动场地。对主控制室,通常按工艺过程分成几个操作区。在各种运行工况下,每个操纵员操作其所分配的控制设备。对控制屏台的布置,应使操纵员之间便于联系,避免通道冲突,减少干扰,仪表指示反射光要最小。主控制室内检测仪表的布置和信息的显示方式必须使操纵人员对核电厂的状态和运行情况随时都有充分而全面的了解。

(4)屏台要求:屏台设备布置应考虑其先、后次序,即按其操作顺序和操作频率安排设备位置。屏台设备布置自上而下的次序是:报警窗、指示仪表、不常用控制器、常用控制器。用不同的尺寸、外形、颜色来区别不同功能的设备,帮助操纵员识别与记忆。

(5)信息系统:包括报警、指示和记录以及数据采集和处理等系统。

报警:必须提供能以有效方式发出灯光和/或音响的信号装置,以便在出现偏离正常和可能影响安全的运行工况和过程时及时发出报警信号,包括操作失误导致自动系统动作的信号,自动系统动作失效提请操纵员注意的信号,以及指令信号与实际信号不符时发出的信号等。可以用不同的颜色、闪光频率、音响频率来区分不同种类的信号,及其偏离正常状况的严重程度。

指示和记录:为确切地了解核电厂运行状况的信息,必须设置能在正常运行、预期运行事件和事故工况下对参数和系统进行全程监测的仪表。对安全上重要数据的测量,必须配备适当的自动记录装置,并根据主控制室的布置将相应的指示和记录仪表安装在相应的屏台上。指示和记录仪表的精度和量程应与安全分析的要求相一致,并提供将其旁路和切除运行的状态指示。与安全有关的仪表应安装在适当位置,以便于监督和辨认。新型的主控制室将采用CRT显示。这样,部分重要性较低的指示和记录仪表可以省去,其功能将由信息处理计算机和CRT显示系统代替执行。

数据采集和处理:系统应满足下列要求:①输入参数的采样、预处理和分析的速率应与参数的变化速率相适应;②对参数的更新速率,要考虑到操纵员的反应能力;③系统应具有相当的可靠性,计算机的故障不应

导致核电厂的可利用率降低;④信息处理应该具备相应的精度;⑤系统的硬件和软件均有自检能力。

(6)指令控制器:应易于操作并能减少操纵人员错误,指令控制器应带有相应的状态指示,并且在机械和电气上都应该是可靠的。

(7)通信系统:设有厂内通信、厂外通信、专用通信(即事故状态与应急响应装置的通信联系)以及电话传真等。

(8)其他:主控制室的供电系统的可靠性级别应与控制仪表系统相一致。主控制室应具备事故照明。屏台上的仪表布置要便于检修和维护。与安全有关的系统、

设备、电缆,及其在屏台上的布置,应充分考虑到实体隔离。

实例 图1是压水堆核电厂主控制室的屏、台布置图。图2是沸水堆核电厂主控制室的布置图。核电厂主控制室的实际状况

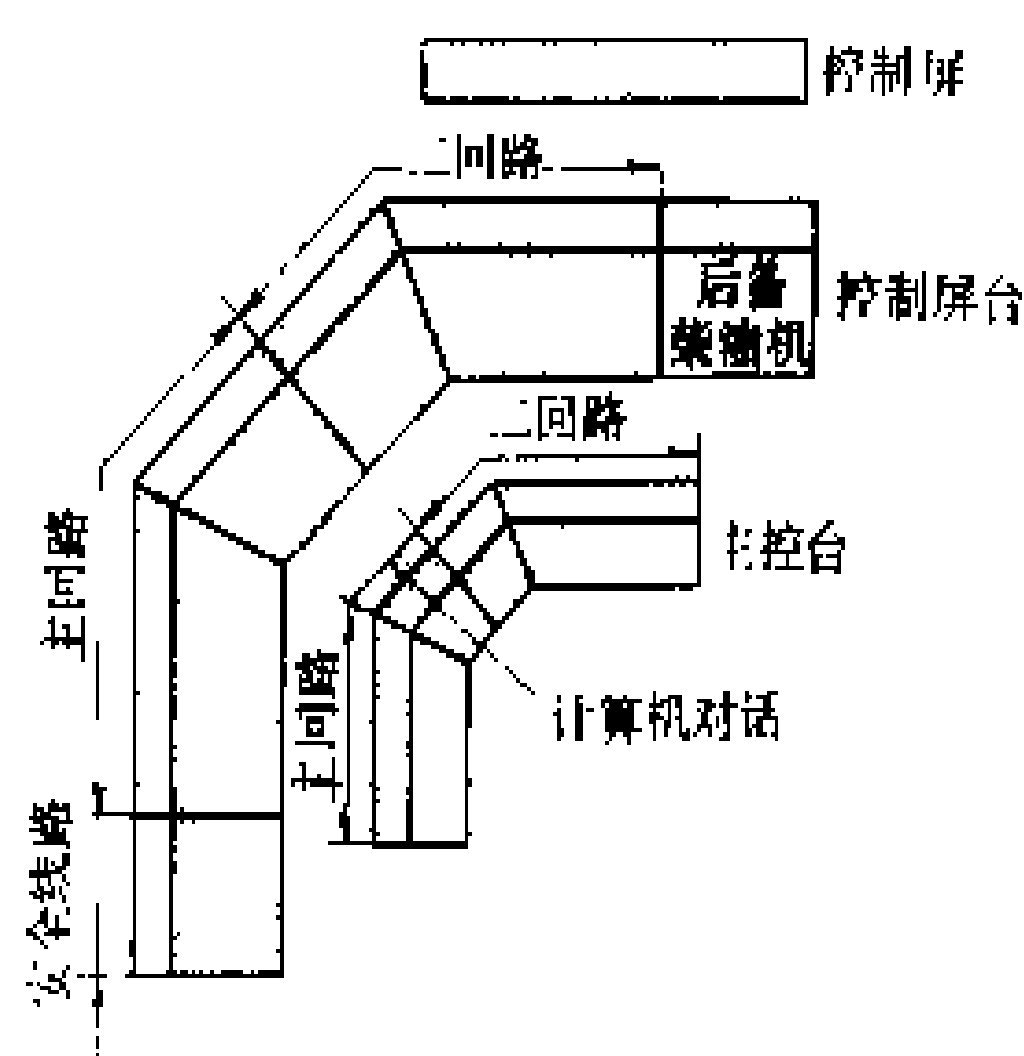


图1 Diablo Canyon 核电厂主控制室布置图

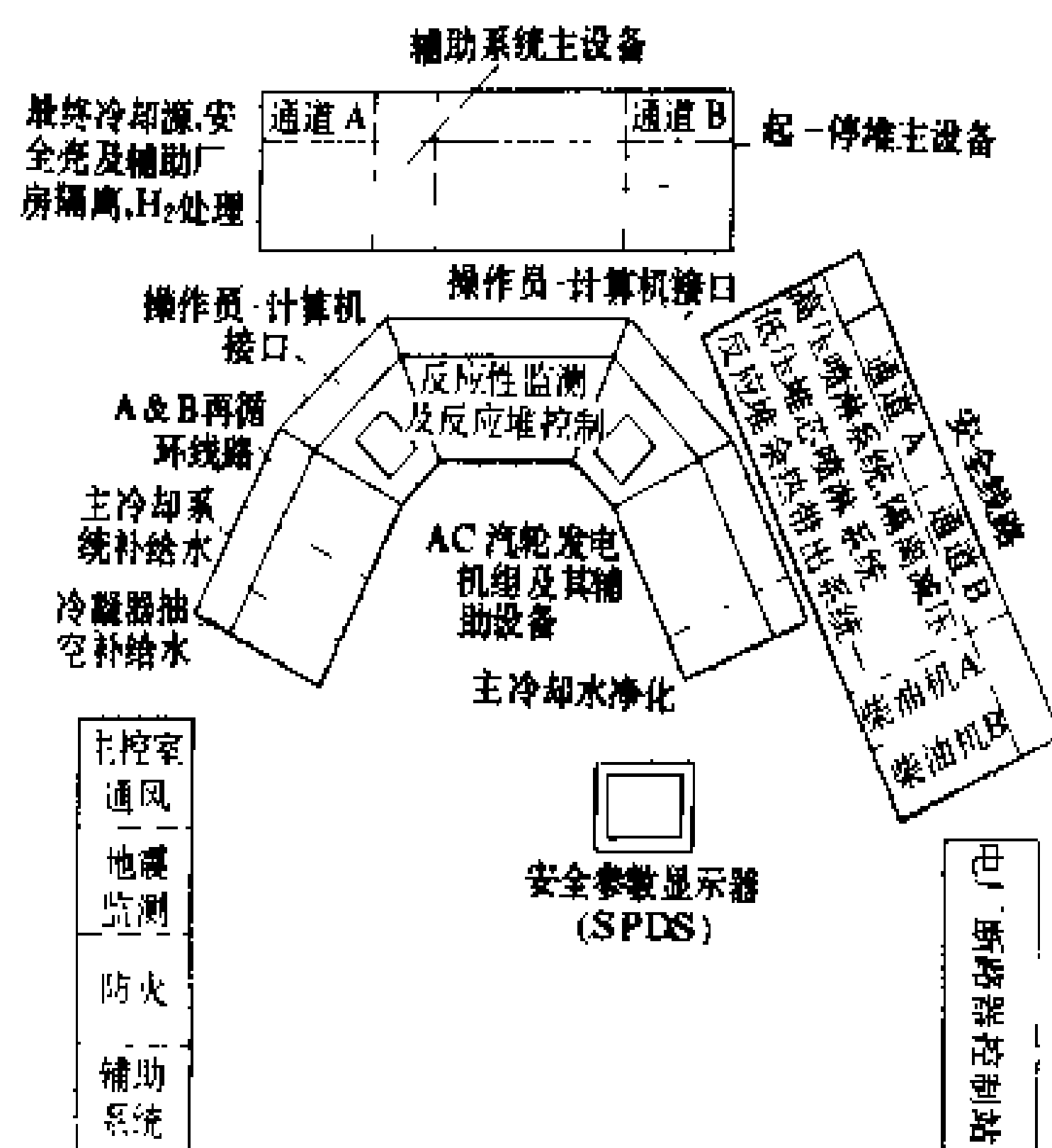


图2 Grand Gulf 核电厂主控制室布置图

可参见彩图插页第29页44、45图。

(蒋滨森)

zhuanshe anquan sheshi

专设安全设施 (engineered safety features)

为限制压水堆事故后果而专门设置的各种安全系

统的总称。压水堆发生诸如大失水、主蒸汽管道破裂、全厂停电等事故(见设计基准事故)时,用以实现安全停堆,冷却堆芯,以防止堆芯熔化或限制燃料棒包壳破损量,并将由反应堆冷却剂系统压力边界释放的放射性物质封闭在安全壳内。其目的在于防止设备严重损坏和放射性物质向环境释放,以保护核电厂以及工作人员和公众的安全。

虽然这些事故发生的概率极小,但后果极为严重,各国核安全法规均严格规定核电厂要设置必要的专设安全设施。(见核安全法规)

压水堆核电厂的专设安全设施包括:①安全壳;②安全注射系统或应急堆芯冷却系统;③安全壳喷淋系统;④安全壳氦复合系统;⑤安全壳隔离系统;⑥辅助(应急)给水系统。此外,还包括专设安全设施的支持系统:①安全壳通风净化系统;②重要厂用水系统;③设备冷却水系统。

专设安全设施的系统和设备一般属于安全二级,抗震Ⅰ类,要求其系统有多重性,有时,对其设备或动力源还要求有多样性,要求其电动设备接至应急电源。由于事故后安全壳内达到峰值压力的时间很短,所以事故后各设备需要迅速按预定的自动控制顺序依次供电起动。通常要求在1min内所有必要的设备均能投入运行。主要阀门的开启或关闭时间亦均按事故处理要求有明确的规定,通常规定为10s。

(范霞飞)

zhuanshe anquansheshi qudong xitong

**专设安全设施驱动系统** (engineering safety facility actuation system) 接受保护系统的触发信号,驱动有关专设安全设施的控制操纵机构,使其投入工作,并达到所要求的运行状态的系统。专设安全设施驱动系统是反应堆保护系统的一个组成部分。

**功能** 当出现驱动信号时,专设安全设施驱动系统应能自动地执行多种功能。

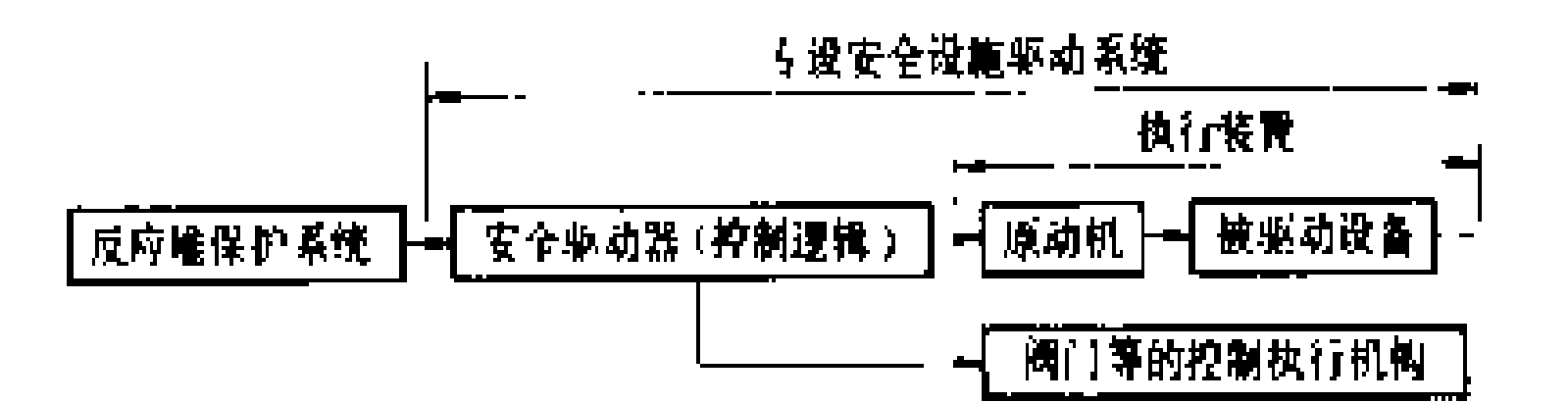
(1) 当出现稳压器低压力与稳压器低水位信号符合、安全壳高压、蒸汽管道之间高蒸汽压差、或蒸汽管道高蒸汽流量与低冷却剂平均温度或低蒸汽压力信号符合时,起动安全注射系统工作。

(2) 当出现高的安全壳压力时,关闭非必要的工艺管道和主蒸汽管道上的安全壳隔离阀。

(3) 当安全壳压力继续升高,出现安全壳高一高压时,继续关闭其余的安全壳隔离阀。如果安全壳高一高压和安全注射一起出现,就触发安全壳喷淋。

(4) 当出现高蒸汽流量信号(若冷却剂平均温度和蒸汽压力高于限值时,该信号自动闭锁)或出现安全

壳高一高压信号时,就关闭所有的蒸汽管道隔离阀。  
(5) 任何安全注射信号都可通过关闭所有的调节阀(主阀和旁路阀)、断开主给水泵和关闭电动给水隔离阀来隔离给水管道,并起动辅助给水系统。



专设安全设施驱动系统

**组成** 包括安全驱动器、原动机及阀门装置,见图。反应堆保护系统给出专设安全设施驱动系统的触发信号,经安全驱动器直接控制执行机构。安全驱动器可以是控制配电和用电的继电器和断路器,亦可能是控制液体或气体的控制阀。安全驱动器还包括发出顺序动作信号的程序控制装置。

专设安全设施靠安全电源供电,当在正常电源丧失时,将改由核电厂应急柴油发电机组供电。为了避免几个专设安全设施同时起动,而超过应急柴油机组的容量,各专设安全设施只能按一定的顺序,依次起动、投入运行。专设安全设施有两种起动程序,第一种为失电起动程序,第二种为安全注射起动程序。前者由失电事故保护的信号起动,后者由安全注射保护动作的信号起动。安全注射程序有较高的优先权,即如果安全注射和失电信号同时发生,则执行安全注射程序。

安全注射起动程序的典型起动程序如表所示,这里以应急柴油发电机组联接到安全母线的瞬间为零时间。

专设安全设施起动程序表

序号	开始起动时间(s)	专设安全设施
1	0	降压变压器、离心式上充泵、硼酸泵、各类阀门
2	5	安全注射泵及其风机
3	10	余热排出泵及其风机
4	15	控制室冷冻设备
5	20	设备冷却泵及其风机
6	25	重要厂用水泵及其风机
7	35	辅助给水泵及其风机
8	40	安全喷淋泵及其风机

(陆曙东)

zhuannuanbi

**转换比** (conversion ratio) 反应堆里通过转换所产生的易裂变同位素核数与消失的易裂变同位素核数之比, 常用 CR 表示。<sup>238</sup>U 核通过俘获中子的核反应, 可以转换成<sup>239</sup>Pu 核; 同样,<sup>232</sup>Th 核则转换成<sup>233</sup>U 核。在装有<sup>238</sup>U 或<sup>232</sup>Th 的反应堆内, 利用裂变中子生产出新的易裂变同位素的过程称为转换。一般压水堆的转换比为 0.5~0.6。高温气冷堆具有较高的转换比, 通常约为 0.8。快中子反应堆的转换比可以明显地大于 1.0。因而, 这类反应堆中, 伴随着易裂变同位素材料的消耗, 转换生成的<sup>239</sup>Pu 或<sup>233</sup>U 不仅能补偿其消耗, 而且还有所盈余。所增殖的易裂变材料可供其他新反应堆使用。这种反应堆称为增殖堆。将这些堆的转换比 (CR>1) 称为增殖比, 并以 BR 表示加以区别。

如果热中子反应堆由堆芯、反射层组成, 堆芯里含增殖材料 (<sup>238</sup>U 或<sup>232</sup>Th), 转换比可按  $CR = \epsilon \bar{\eta}^F P_{\text{快}} (1 - p) + \frac{\sum \sigma_c}{\sum \sigma_a}$  计算, 其中  $\epsilon$  为快中子倍增因子;  $\bar{\eta}^F$  是堆芯易裂变核 (<sup>235</sup>U, <sup>239</sup>Pu 或<sup>233</sup>U) 每吸收一个热中子平均释放的次级中子数;  $p_{\text{快}}$  为反应堆的快中子不泄漏概率;  $p$  为逃脱共振吸收概率;  $\sum \sigma_c$ 、 $\sum \sigma_a$  分别为增殖材料平均热中子宏观俘获截面和易裂变同位素平均热中子

宏观吸收截面。对于热中子反应堆,<sup>235</sup>U 的  $\bar{\eta}$  比<sup>239</sup>U 和<sup>239</sup>Pu 的  $\bar{\eta}$  大 0.15~0.20, 所以热中子反应堆使用<sup>233</sup>U 能达到更高的转换比。快中子反应堆中,<sup>239</sup>Pu 的快中子的  $\bar{\eta}$  比<sup>233</sup>U 和<sup>245</sup>U 的  $\bar{\eta}$  大, 所以为达到高转换比, 应使用<sup>239</sup>Pu。但是<sup>239</sup>Pu 和<sup>233</sup>U 均需通过核燃料的转换过程才能得到。随着反应堆的运行, 燃料吸收中子所形成的重同位素及裂变碎片的积累会使转换比逐渐变小。

(张育曼)

zongpingmian buzhi

**总平面布置** (general layout) 在所选定的厂址上, 为满足核电厂建设、运行和退役的技术、安全、环境保护和经济要求, 结合厂址特征, 对厂区各建、构筑物 and 公用及室外工程设施的平面位置及竖向布置所进行的统筹安排。核电厂由核岛 (NI)、常规岛 (CI) 及其辅助建筑物与构筑物 (BOP) 组成。其所需建设的建筑物和构筑物的类别及建设规模, 因其功能划分、管理体制、检修制度、地区协作条件、仓库的社会化程度及厂址特征 (如气象、主导风向) 而有所不同。一个 1000MW 级的压水堆核电厂所需的建、构筑物子项示例见表 1。

表 1 1000MW 压水堆核电厂的建、构筑物子项示例

核岛 (NI)	常规岛 (CI)		辅助建筑物与构筑物 (BOP)		
1. 反应堆厂房	1. 气轮发电机组	11. 油库	1. 放射性修配间与仓库	11. 训练中心	21. 气象塔
2. 燃料厂房	2. 气体贮存区	12. 测试锅炉	2. 非放射性物品仓库	12. 警卫室	22. 洗涤区
3. 核辅助厂房	3. 制氢车间	13. 220kV 辅助变压器	3. 非放射性修配间	13. 临时警卫室	23. 生水(淡水)贮池
4. 电气厂房	4. 压缩空气站	14. 厂用水(冷却水)管廊	4. 油脂库	14. 交通岗亭	24. 冷却水进水口
5. 联接厂房	5. 主变压器与变压器平台	15. 排水井(热水排放)	5. 除油装置	15. 围墙	25. 冷却水进水管
6. 辅助给水箱	6. 35、220kV 变电站	16. 水泵房	6. 接待室展览厅	16. 码头	26. 排水渠道
7. 柴油发电机房	7. 400、500kV 变电站	17. 制氧车间	7. 围墙与安全设施	17. 行政办公室	27. 工程管廊
8. 废物辅助厂房	8. 除盐水制备车间	18. 饮用水制备与贮存间	8. 施工单位办公室	18. 公司办公室	28. 停车场
9. 放射性废液贮罐	9. 除盐水贮罐		9. 废水处理车间	19. 食堂	29. 固体废物长期贮存场所
10. 放射性废液管廊	10. 辅助锅炉房		10. 金属仓库	20. 车库与消防站	

总平面布置应符合以下原则：①满足核电厂生产运行及检修的要求；②厂内外交通运输顺畅便捷；③符合厂区防火、保卫、防撞击、防爆炸、防飞射物和防洪、防斜坡失稳及防地基失效等的安全防护要求；④满足运行状态及事故状态下的释放物对环境和公众影响的安全要求；⑤合理区划带放射性建筑物与非带放射性建筑物的相关位置，功能分区明确，方便运行和管理；⑥建、构筑物的间距、相互位置应满足卫生安全、施工安装、消防及地下与地上工程管网敷设的要求；⑦厂内外交通运输出入口及通信设施应能适应核电厂建设、运行和需要采取应急措施的要求；⑧布置紧凑、节约用地；⑨充分考虑分期建设、远近期结合和统一规划的要

求，并留有可能发展的余地。

总平面布置的内容为，确定①厂内边界和限制发展区边界；②核岛、常规岛及辅助设施等各建筑物与构筑物的平面位置及竖向布置；③场坪标高及地形设计；④可能需要的护坡、挡墙等围护工程设施的布置；⑤防洪及地面雨水排除的方式及设施；⑥建造及生产运行期间厂内外运输方式、方案及运输设施；⑦取、排水建筑物与构筑物及其管道（沟）的位置；⑧输配电装置及其出线走廊的位置；⑨地上与地下工程管网的布置；⑩美化及绿化措施等。总平面布置因设计阶段不同而有其不同的内容、目的和设计深度要求。各设计阶段总平面布置的内容、深度及目的见表 2。

表 2 各设计阶段总平面布置的工作内容及目的

设计阶段		主要工作内容	工作目的
厂址选择阶段	厂址查勘阶段 (初步可行性研究阶段)	根据工程要求和优先候选厂址的条件，进行以下工作： 1. 拟定工厂组成（建构筑物子项表、代码及轮廓尺寸）； 2. 规划厂区、生活区和施工场地的位置，进出厂道路走向及连接点，取排水口位置及干线走向，出线走廊的走向及联网； 3. 估算与厂址特征有关的附加工程量及附加的工程投资	提出优先候选厂址的用地地点及总体规划草图以评价所选厂址的可行性并作为编制和批准项目建议书的依据
	厂址评价阶段 (可行性研究阶段)	根据推荐厂址的条件，进行以下工作： 1. 确定与厂外道路和与区域电网联接方案、取排水口位置及干线走向； 2. 确定厂区、生活区和施工场地的位置，并规划厂区各建、构筑物的平面位置； 3. 拟定场地平整的场坪标高和防排洪设施及护坡、挡墙等防护设施； 4. 计算由厂址特征引起的附加工程量和附加工程费用	提出推荐厂址的总平面规划图，以证明推荐厂址在总平面布置方面的可行性，和作为编制及批准设计任务书的依据
初步设计阶段		针对批准的厂址，在多方案比较的基础上基本确定： 1. 厂区、生活区和施工场地的范围； 2. 全厂区各建、构筑物的平面布置和竖向布置； 3. 厂外道路、管网和输、配电的联系； 4. 厂内道路、管网、输配电线路的走向、位置； 5. 场地地坪标高及防排洪方案； 6. 所需的护坡、挡墙等防护设施的方案； 7. 计算由厂址特征引起的附加工程量和附加费用	提出初步设计阶段的总平面布置图以作为审查和批准初步设计、征地移民、场地平整、道路修建、施工准备和施工图设计的依据
施工图设计阶段		1. 在批准的初步设计的基础上，完善和最终完成全部建构筑物、道路、管线、输配电线路和防洪及防护设施等的平面和竖向设计； 2. 完成美化、绿化设计	提出施工图设计阶段的总平面布置图以作为核电厂施工建造、运行管理、维修、扩建和退役等的基本文件

平面布置 确定全厂区各建筑物与构筑物和公用及室外工程设施等建设的平面位置。其中最重要的是要首先确定由构成核岛的反应堆厂房、燃料厂房、核辅

助厂房、电气厂房、柴油发电机厂房和构成常规岛的汽轮发电机厂房及其附属构筑物以及水泵房等组成的主厂房区的平面布置，以便据此配置全厂区的其他建筑

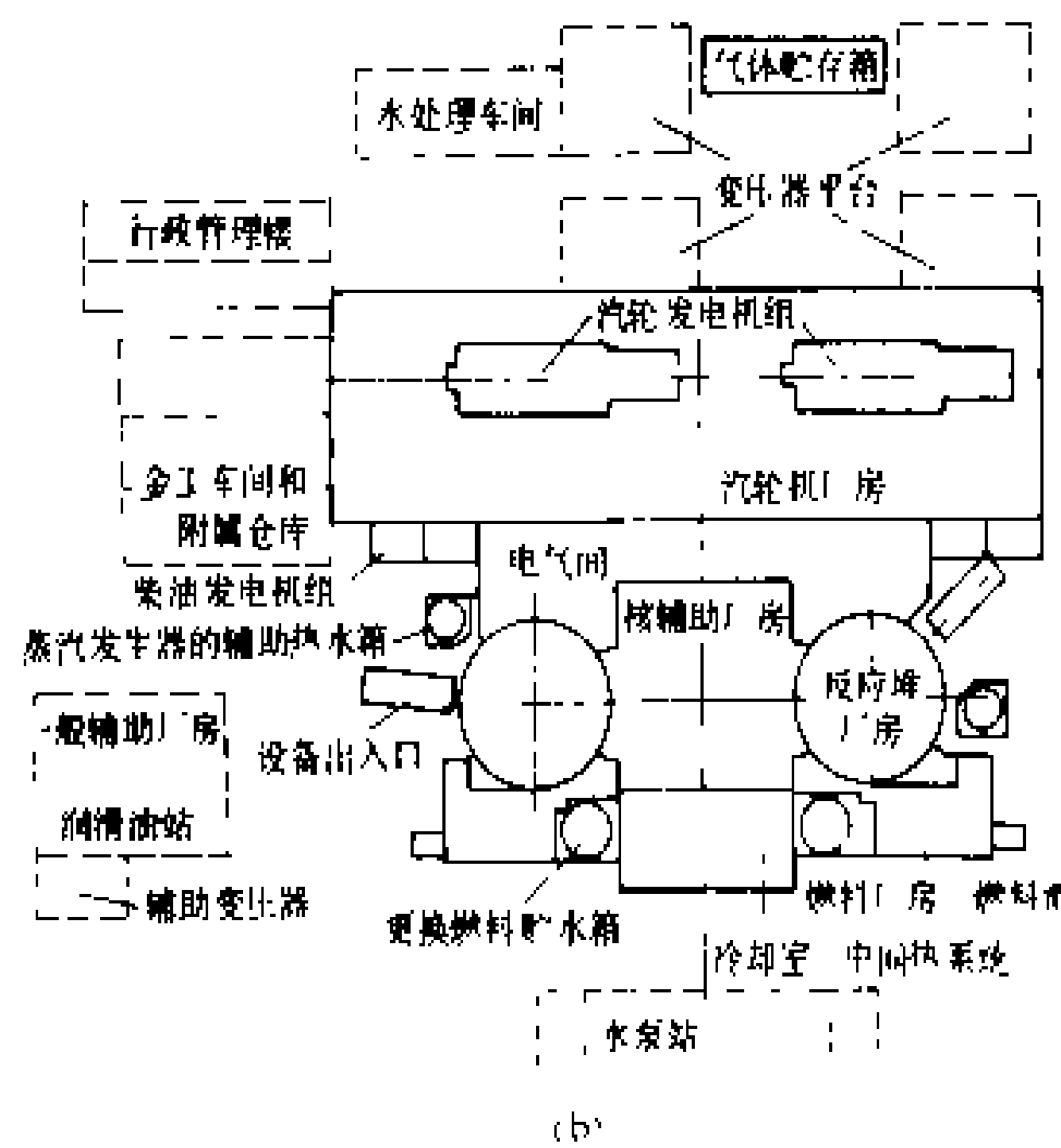
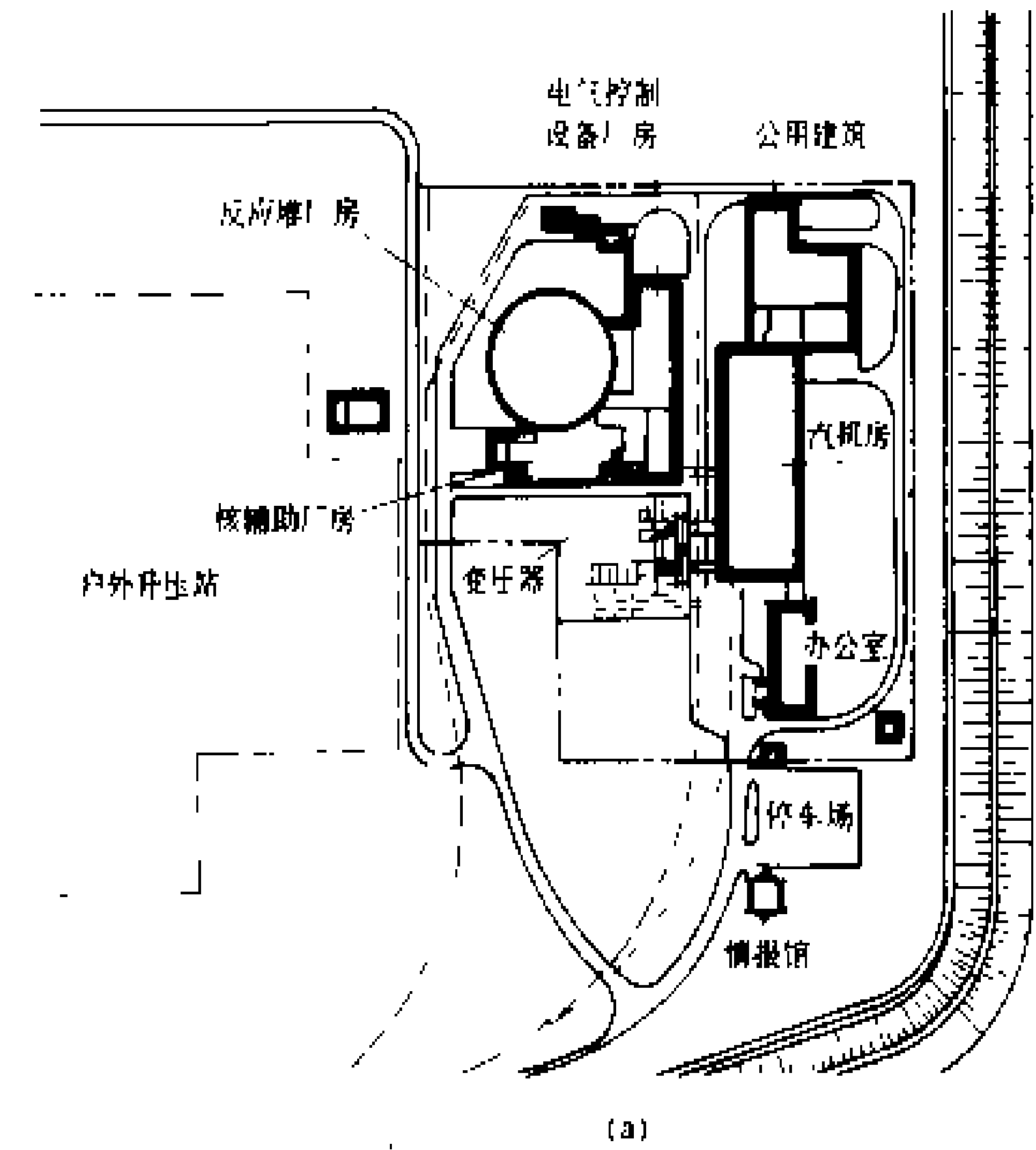
物和构筑物。在确定主厂房区的平面布置时,必须在综合考虑安全、技术、生产管理、应急计划和工程投资及场地条件(如地形、地貌、地基、气象、水文等)的基础上,使其能满足适于与厂区其他建筑物与构筑物之间和工程管网及厂内外交通运输设施建立各种连接的要求。主厂房区的布置因反应堆厂房与汽轮发电机房的连接方式不同可有多种布置形式。不同的布置形式各有利弊,不能一概而论。通常的作法是在经过上述综合考虑的基础上在下述三方面作出选择:①按拟建核电厂的规模(反应堆的堆数)可选择为单堆布置、双堆布置或多堆布置;②按反应堆厂房与汽轮发电机厂

可选择为切向式布置或法向式布置(亦称径向式布置)。上述布置形式的举例见图。一般说,单堆集中布置,可自成体系,互不干扰,有利于实现单元制和标准化,也便于分期投资。双堆或多堆集中布置,可共用汽轮发电机厂房和核辅助厂房等,有利于降低工程投资。而通常认为单堆、双堆或多堆的分离式布置是一种受厂址条件限制而采取的不得已的布置方式。汽轮发电机厂房对反应堆厂房呈切向布置时,可减少占地,但在汽轮发电机厂房与电气厂房之间需设置加厚挡墙,以降低汽机部件破裂碎块飞射物对反应堆厂房、电气厂房等的撞击影响;呈径向布置时,不设加厚挡墙即可避免汽机部件破裂碎块飞射物产生的撞击影响。

**竖向布置** 将厂区的自然地形改造成为能满足安全防护、生产工艺、交通运输、防洪与地面水排除要求和土石方量与室外工程量最小及工程管网敷设简易等要求的设计地形的布置。核电厂竖向布置的关键,一是确定核岛厂房和与其相关的其他安全重要建筑物及构筑物等核安全重要厂房区地段的场坪标高;二是确定反应堆厂房与汽轮发电机厂房的竖向连接。 总

核安全重要厂房区的场坪标高,应根据所选厂址的地形、地貌、地质、地基、水文、地下水位及其流向等自然条件,在综合考虑设计基准洪水位(DBFL)、冷却水提水高度、工程管网布置、各厂房间的接口关系、厂内外运输和场地平整的边坡开挖高度及土石方量等因素的基础上确定。核安全重要厂房区的场坪标高必须设计成能防御厂址所在地区的降水、高潮位、高水位等引起的洪水泛滥的影响,即必须满足核安全重要厂房区不受洪水淹没影响的要求。为此,通常可选用干厂址布置法,即将核安全重要厂房区布置在设计基准洪水位以上,同时考虑风浪和杂物堆积作用的影响。一般地说,在地形、地貌条件允许而又不致因此引起提高取水高度而过多增加运行费用时,应采用这种布置方法。因此,国际上的大多数核电厂采用了这种布置方法,以达到防御设计基准洪水的目的。中国的秦山核电厂二期工程(2×600MW)也采用了这种布置形式。在某些情况下也可采用湿厂址布置法,即按核安全重要厂房区低于设计基准洪水位的场坪标高布置,采用建造永久性的外部屏障——例如防洪堤或其他防洪构筑物来达到防御设计基准洪水的目的。当采用这种布置形式时,对设计选用的外部屏障必须采用与核反应堆厂房等同的抗震设计基准设计,并为这些外部屏障的定期检查和维修提供必要的保证。通常认为只有在地形条件受到限制或为降低冷却水提水高度时才采用这种湿厂址布置法。国际上有这样做的,中国的秦山一期工程(1×300MW)也采用了这种布置方法。

反应堆厂房与汽轮发电机厂房的竖向连接,通常



平面布置例图

(a) 下威悉河压水堆核电厂(联邦德国)单堆1300MW分离式切向布置;(b) 特里卡斯坦压水堆核电厂(法国)双堆(2×900MW)联合式切向布置  
房的相对位置可选择为分离式布置(即分散布置)或联合式布置(即集中布置);③按汽轮发电机厂房纵轴方向(发电机转动轴线方向)与反应堆安全壳的相关关系



根据确定的核安全重要厂房区的场坪标高和所选厂址的地形条件,在综合考虑核电厂生产运行、交通运输、管线敷设、卫生及防火等要求的特殊性的基础上,采用连续式布置,即将反应堆厂房和汽轮发电机厂房布置在同一场坪标高上。也可结合地形条件采用重点式布置,即将反应堆厂房与汽轮发电机厂房布置在不同场坪标高上,以减少场地平整的土石方量,降低冷却水提水高度,节约核电厂的运行费用。

(翟贵华)

zongshen fangyu yuanze

**纵深防御原则 (defence in depth)** 核电安全技术的基础及总的指导思想。根据这一原则,核电厂的安全措施以多层次设防为主要特征,无论是活动的组织还是与之有关的设备都多层重叠设置,使得个别的失效或差错可得到补救或改正,不致使工作人员或公众受到伤害,甚至极不可能发生的多重失效的综合,也只会给公众造成很小的危害。纵深防御原则主要通过一系列实体屏障来实施,这些屏障把放射性物质包容在连续几层空间内,它们一般不会受到损害,而只有依次都受到损坏之后,才会危及人员或环境。按照纵深防御原则,对于每一道屏障,又采用一系列的保护措施,来提高屏障的可靠性,防止它们遭受超过设计限值的工况,防止屏障受到损害而失效,并且防止多道屏障顺次相继损坏。按纵深防御原则设置的措施,重点在于保持三个基本安全功能(控制功率、冷却燃料及包容放射性物质)。纵深防御措施包含事故预防及事故缓解两个方面:把主要注意力放在获得安全的主要手段(即事故预防)上,特别要预防可能引起严重堆芯损坏的事故;在核电厂内、外随时都要有缓解措施可用,并为大幅度减弱放射性物质事故释放的影响作好准备。图1表示核电厂的纵深防御概貌,它反映了事件、对策、控制措施、规程、防御措施和屏障状态之间的综合关系。图2表示纵深防御中实体屏障与保护层次的关系。

**历史追溯** 60年代建成的第一批核电厂已采用了纵深防御原则,但当时的防御重点是大破口失水事故。自1975年概率安全评价方法应用于核电厂安全分析及总结了1979年3月美国三哩岛核电厂事故的经验教训后,认识到核电厂的主要风险来自多种初因事件导致的堆芯熔化事故,在安全管理、安全设施、人因工程方面作出了改进。1986年4月苏联切尔诺贝利核电厂事故后,核安全更进一步引起世界各方面的关心。世界核安全专家普遍认为,核电厂采用纵深防御原则是正确的和有效的,但纵深防御措施尚待继续提高,特别是要找出各种核电厂设计的薄弱环节,加以改进,使发生堆芯熔化严重事故的概率进一步降低。

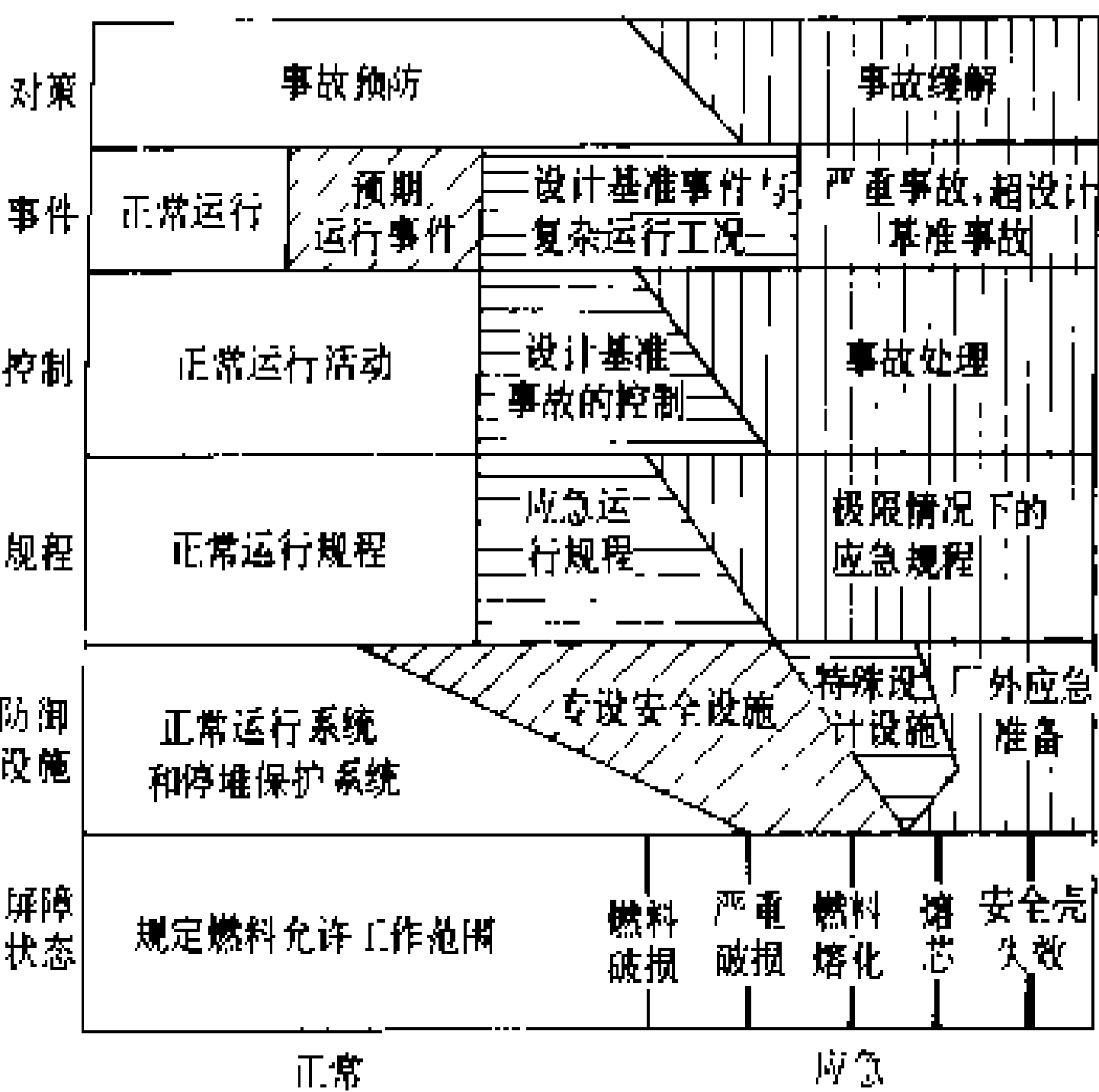


图1 纵深防御概貌

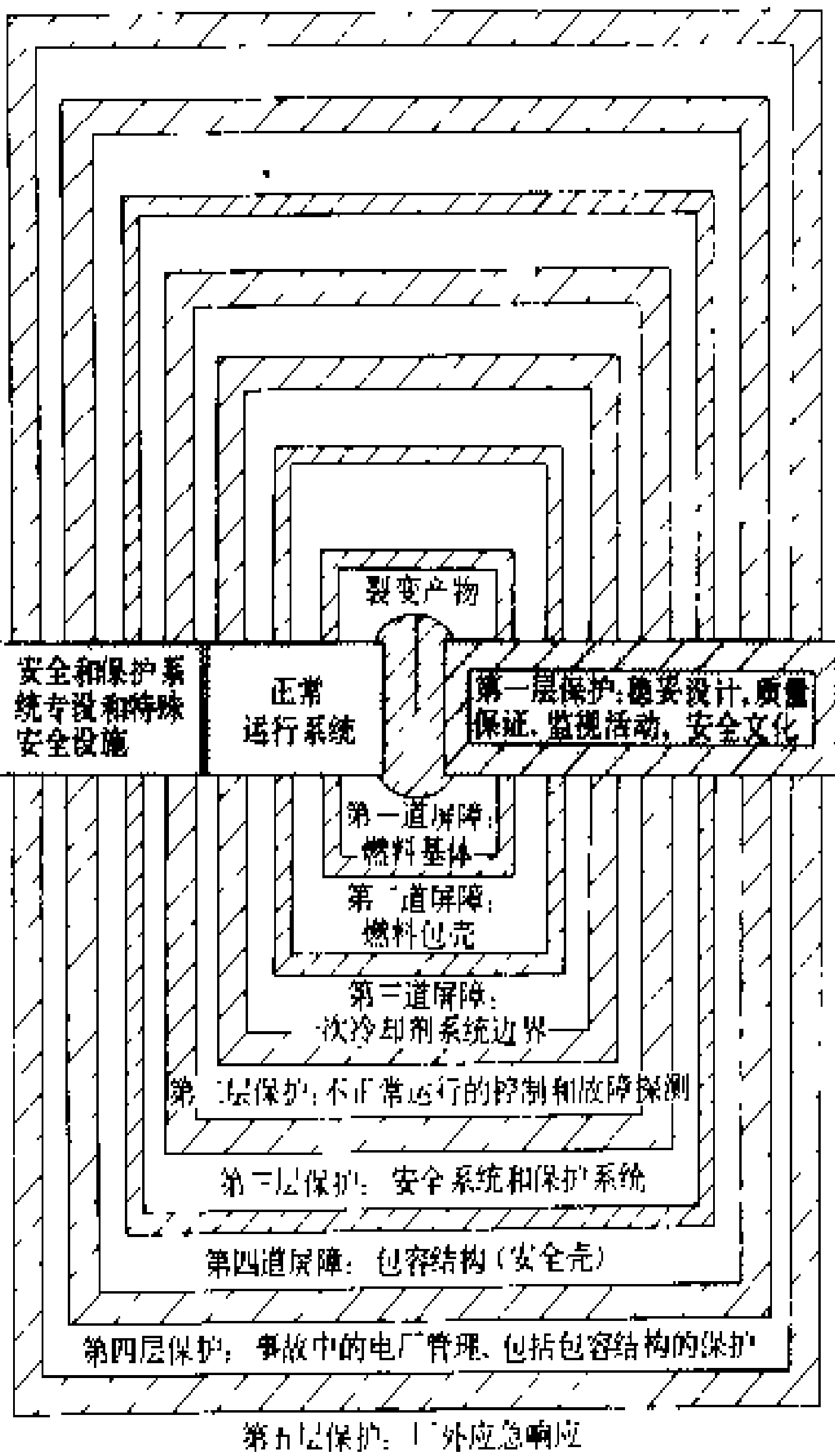


图2 实体屏障与保护层次的关系

**纵深防御的保护层次** 纵深防御可分为五个保护层次。

(1) 第一层:保守设计、质量保证和监督活动以及人员安全素养的综合,使得限制放射性释放的一系列屏障都得到加强。用高质量的设计、施工及运行使偏离正常运行状态的情况很少发生。采用经过工程实践的和保守的设计;选用实践过的或试验验证过的材料和设备;在选材、设计、制造、运输、建设、安装、调试、

运行、维修等全过程各个环节,加强严格的质量管理和监督;加强运行人员的安全素养和培训,保证核电厂具有极高的运行稳定性、可靠性和不发生故障。这是纵深防御最重要的层次。

(2) 第二层:对运行工况的全面监督措施。这些措施能测出偏离正常运行工况及系统失效情况,并作出响应以限制反应堆的功率、温度、压力、水位和流量等参数超过限值的变化,使反应堆运行在安全限度所允许的范围内,确保燃料基体、燃料包壳和一回路冷却剂系统边界的完整性。

(3) 第三层:设置保护系统和专设安全设施。保护系统能及时地实施停堆、防止设备失效和人因差错演变成设计基准事故。专设安全设施用以限制设计基准事故的后果,防止发生堆芯熔化的严重事故,并把放射性物质保留在包容中。轻水堆的专设安全设施包括:应急堆芯冷却系统、辅助给水系统、安全壳及安全壳喷淋系统、应急电源、安全壳氦复合系统等。这些系统应能把设计基准事故的后果降低到可以接受的水平。这是核电厂机组必须达到的安全标准。

(4) 第四层:事故处置的各项措施。当事故的严重程度已超越设计技术规范的情况下,采用特定的运行对策,以常规或非常规的方式最佳利用各种设备来恢复对电厂的控制。这一阶段的目标是利用停堆、保证燃料的持续冷却、包容放射性物质以及保护包容功能等手段,把电厂恢复到安全状态。这一层次的重点在于保护包容的完整性。

(5) 第五层:厂外应急设施和措施。人们尽了最大努力提供的保护一旦被突破,可用厂外对策作补救。在这样的情况下,采取一些保护行动来缓解对周围居民及环境的影响。这些保护行动包括居民的掩蔽、撤离和治疗,以及防止放射性物质通过食物链或其他途径传给人等。这种状况虽然发生的可能性极小,但核电厂营运单位和所在地的地方政府都应作好准备。

核电厂安全纵深防御原则第一层不断加强,第二层和第三层不断改进,充分保证了核电厂运行的可靠性和经济性,证明核电厂的安全性,促进了核电的发展。1979年3月28日,美国三哩岛核电厂事故,第四层起了重要作用。此次事故是严重的,经济损失巨大,但事故造成的放射性后果和影响得到了严格的控制,对环境的影响是微弱的。1980年4月26日苏联切尔诺贝利核电厂事故,说明第五层制定应急计划是必要的。这次事故造成了放射性物质对环境的释放,但由于迅速采取了有力的措施,放射性危害得到了控制,事故后果的处理得到了国际有关方面的注意。

纵深防御的多道屏障 为防止放射性物质的逸出,轻水堆核电厂普遍采用四道实体屏障,即燃料基体、燃料元件包壳、反应堆冷却剂压力边界和安全壳。此外还有两道可视为非实体屏障,即燃料元件芯块本身和核电厂的防护距离。正常运行时大部分放射性裂变产物保持在燃料芯块内,部分气态裂变产物在芯块与包壳之间气隙内,燃料元件包壳将全部裂变产物封闭在其内部。在燃料元件包壳有破损的情况下,部分裂变产物释放到反应堆冷却剂系统,通过反应堆冷却剂净化和除气系统加以去除。以第一层次纵深防御为基础,实体屏障结合第二层次纵深防御构成了正常运行系统。在燃料元件包壳破坏,同时发生反应堆冷却剂承压边界失效的情况下,裂变产物将释放到安全壳内,安全壳及安全壳系统,如安全壳喷淋系统、安全壳隔离系统、气闸门和贯穿件结构,将裂变产物封闭在安全壳厂房内,以进行处理并控制对环境的释放。除非可证明包容功能已由其他手段代替,否则包容系统对核电厂来说是必要的。实体屏障是纵深防御的基础,只有在这些实体屏障全部完好且能发挥其设计功能时,才允许反应堆带功率运行。

(姜锡驹 俞尔俊)

# 条目汉字笔画索引

## 说 明

一、本索引供读者按条目标题的汉字笔画查检条目。

二、条目标题按第一字的笔画由少到多的顺序排列，笔画数相同的字按起笔笔形一(横)、丨(竖)、丿(撇)、丶(点)、㇇(折，包括乚、乙等)的顺序排列。第一字相同的，依次按后面各字的笔画数和起笔笔形顺序排列。

三、用罗马数字、阿拉伯数字、拉丁字母、斯拉夫字母和希腊字母开头的条目标题依次排在汉字开头的条目标题的后面。

四、参见条(虚条)的页码采取虚实条兼注的方式，即参见条页码在括号外，被参见条页码在括号内。

### 一画

#### [一]

一回路 ..... 370(369)  
一回路卸压设备 ..... 370  
一次冷却剂系统 ..... 369

### 二画

#### [一]

二回路 ..... 50  
二氧化铀 ..... 51  
厂址选择 ..... 16

#### [丿]

人口密度 ..... 296  
人因工程 ..... 297  
人的辐射效应 ..... 293

### 三画

#### [一]

三里岛核电厂  
  事故 ..... 298  
工作场所辐射  
  监测 ..... 147  
工程设计 ..... 146  
工程服务 ..... 145  
大亚湾核电厂 ..... 21

#### [丿]

个人剂量监测 ..... 144

### 四画

#### [一]

无延性转变温度 ..... 340  
专设安全设施 ..... 407  
专设安全设施驱动系统 ..... 408  
木煤气电站 ..... 272  
太阳池发电装置 ..... 317  
太阳能 ..... 317  
太阳能电池 ..... 319  
太阳能电池发电系统 ..... 323  
太阳能光发电 ..... 324  
太阳能热发电 ..... 326  
太阳能资源 ..... 327  
切尔诺贝利核电厂事故 ..... 280

#### [丨]

中子与物质的相互作用 ..... 400  
中子扩散 ..... 397  
中子核反应截面 ..... 396  
中子探测器 ..... 398  
中子源 ..... 401  
中子慢化 ..... 398  
中国核安全法规 ..... 393  
中国核安全管理机构 ..... 395  
中国核学会 ..... 396  
水文 ..... 316  
水冷堆燃料组件制造 ..... 314

#### [丿]

气冷堆控制 ..... 278  
气象 ..... 279

化合物半导体太阳能  
  电池 ..... 237  
化学和容积控制系统 ..... 238  
反应性 ..... 94  
反应性系数 ..... 95  
反应性控制 ..... 95  
反应堆 ..... 58  
反应堆水化学 ..... 81  
反应堆仪表监测系统 ..... 93  
反应堆动力学 ..... 69  
反应堆动态热工分析 ..... 66  
反应堆压力容器水位测量 ..... 93  
反应堆压力容器材料 ..... 92  
反应堆传热 ..... 65  
反应堆材料 ..... 62  
反应堆材料辐照效应 ..... 63  
反应堆冷却剂材料 ..... 72  
反应堆物理 ..... 88  
反应堆物理计算 ..... 89  
反应堆物理实验 ..... 90  
反应堆临界 ..... 73  
反应堆保护系统 ..... 60  
反应堆保护参数 ..... 59  
反应堆保护装置 ..... 62  
反应堆屏蔽材料 ..... 76  
反应堆结构力学 ..... 70  
反应堆热工设计 ..... 77  
反应堆热工学 ..... 80  
反应堆热工实验 ..... 77  
反应堆流体力学 ..... 75  
反应堆控制材料 ..... 71  
反应堆第二停堆系统 ..... 66  
反应堆停堆系统 ..... 84

反应堆释热 .....	81
反应堆稳态热工设计 .....	85
反应堆稳定性 .....	85
反应堆慢化剂材料 .....	75
反射层节省 .....	57
分散式太阳能热发电 .....	111
乏燃料 .....	53(220)
乏燃料运输 .....	53
乏燃料贮存 .....	55
乏燃料贮存池 .....	56
乏燃料贮存池冷却和净化 系统 .....	57
风力发电 .....	113
风力发电机组 .....	116
风力发电机集群 .....	115
风力发电储能系统 .....	115
风能 .....	118
风能资源 .....	119

## [フ]

双循环地热发电系统 .....	313
-----------------	-----

## 五画

### [一]

世界核电营运者协会 .....	313
可行性研究 .....	251
石墨水冷堆核电厂 .....	309
石墨水冷堆控制 .....	312
石墨气冷堆核电厂 .....	307
石墨气冷堆燃料元件制造 .....	308

## [リ]

生物质发电系统 .....	303
生物质能 .....	304
生物质能资源 .....	304
外国核安全法规 .....	335
外国核安全管理机构 .....	335

## [、]

主控制室 .....	406
主管道材料 .....	405
闪蒸地热发电系统 .....	298

## 六画

### [一]

托卡马克聚变实验装置 .....	333
地质 .....	33
地热井与井口装置 .....	27
地热开发环境保护 .....	28

地热水回灌 .....	30
地热水防垢 .....	30
地热水防腐 .....	29
地热发电 .....	27
地热资源 .....	31
地热能 .....	29
地震 .....	32
压力管式重水堆本体 结构 .....	352
压水堆一次冷却剂泵 .....	362
压水堆功率调节系统 .....	354
压水堆本体 .....	353
压水堆压力容器 .....	361
压水堆核电厂 .....	357
压水堆控制 .....	359
压水堆蒸汽发生器传热管 材料 .....	364

## [リ]

光电化学电池 .....	149
同位素 .....	333(236)
回路水质管理 .....	242(81)

## [リ]

先进核电厂 .....	341
全流式地热发电系统 .....	284
多晶硅太阳能电池 .....	48

## [、]

羊八井地热电站 .....	368
安全分析报告 .....	1
安全壳 .....	2
安全壳氢复合系统 .....	6
安全壳通风净化系统 .....	6
安全壳喷淋系统 .....	5
安全壳隔离系统 .....	5
安全系统设计准则 .....	7
安全注射系统 .....	9
设计基准事故 .....	300
设备冷却水系统 .....	299

## 七画

### [一]

运行工况 .....	380
运行规程 .....	381
运行性能指标 .....	383
运行组织与人员培训 .....	384
运行特点 .....	382
技术支持中心 .....	244
严重事故 .....	366

两相流 .....	263
-----------	-----

## [リ]

余热排出系统 .....	378
--------------	-----

## [、]

应急控制室 .....	370
快中子增殖堆核电厂 .....	255
快中子增殖堆燃料组件 制造 .....	260

## [フ]

改进型气冷堆核电厂 .....	139
纵深防御原则 .....	412

## 八画

### [一]

环境影响报告 .....	239
环境影响评价 .....	241
垃圾焚烧电站 .....	262
欧洲核学会 .....	276
转换比 .....	409

## [リ]

非晶硅太阳能电池 .....	104
国际核安全公约 .....	149
国际核信息系统 .....	151
国际核贸易 .....	150
国际原子能机构 .....	152
国际原子能机构安全 标准 .....	152
固体废物处理系统 .....	148

## [リ]

钍 .....	333
质量保证 .....	392
金属铀 .....	247
采购 .....	14

## [、]

废气处理系统 .....	106
废液处理系统 .....	107
放射性 .....	96
放射性废物处置 .....	100
放射性废物处理 .....	98
放射性废物管理 .....	101
放射性核素在人体内的 代谢 .....	103
放射性核素环境转移 .....	102
单相流 .....	23

单晶硅太阳能电池 .....	22
沸水堆核电厂 .....	108
沸水堆控制 .....	110
沼气电站 .....	386
波浪能发电 .....	10

## [ ㄅ ]

建设前期工作 .....	245
弥散燃料 .....	272

## 九画

### [ 一 ]

项目管理 .....	343
------------	-----

### [ 丨 ]

临界安全 .....	268
临界质量 .....	270(73)
临界热流密度 .....	270
临界流 .....	269

### [ 丿 ]

钚 .....	11
钚的利用 .....	12
钠冷快中子增殖堆控制 .....	275
氢能发电 .....	282
重水堆核电厂 .....	401
重水堆控制 .....	404
重要厂用水系统 .....	405

### [ 丶 ]

施工 .....	306
美国核学会 .....	272
总平面布置 .....	409

### [ ㄆ ]

结合能 .....	245
-----------	-----

## 十画

### [ 一 ]

秦山核电厂 .....	281
换料方案 .....	242
核反应 .....	206
核功率测量 .....	206
核电厂 .....	160
核电厂一回路监测系统 .....	193
核电厂厂用电系统 .....	166
核电厂分区管理 .....	170
核电厂计算机控制 .....	172
核电厂正常启动与停闭 .....	197
核电厂可靠性 .....	179

核电厂仿真机 .....	168
核电厂安全许可证制度 .....	163
核电厂安全级电气设备 .....	162
核电厂安全性 .....	162
核电厂安全要求 .....	165
核电厂安全管理 .....	161
核电厂防火 .....	167
核电厂运行安全监督 .....	196
核电厂汽轮发电机 .....	184
核电厂环境影响 .....	171
核电厂事故分析 .....	187
核电厂事故分析方法 .....	188
核电厂事故分类 .....	186
核电厂实体保卫 .....	186
核电厂建设安全监督 .....	174
核电厂经济分析 .....	176
核电厂经济性 .....	177
核电厂信息处理计算机 .....	192
核电厂退役 .....	191
核电厂流出物大气扩散 .....	180
核电厂流出物水体扩散 .....	183
核电厂流出物监测 .....	182
核电厂源项 .....	195
核电厂燃料管理 .....	184
核电发展史 .....	200
核电成本 .....	198
核电规划 .....	201
核电科学研究 .....	204
核电基础结构 .....	202
核安全法规 .....	159
核安全等级 .....	157
核安全管理机构 .....	159
核设备在役检查 .....	229
核岛 .....	160(357)
核汽轮机 .....	216
核事故后恢复措施 .....	230
核事故应急计划与准备 .....	236
核事故应急措施 .....	231
核事故应急管理 .....	233
核物理 .....	236
核素 .....	236
核能 .....	207
核能发电 .....	207
核能国际会议 .....	210
核能供热 .....	209
核能学术期刊 .....	212
核能教育 .....	211
核蒸汽供应系统 .....	237
核燃料 .....	218
核燃料后处理 .....	220
核燃料资源 .....	226

核燃料循环 .....	223
核燃料循环成本 .....	225
原子核 .....	379
原子能法 .....	379

### [ 丩 ]

铀 .....	371
铀矿石开采 .....	377
铀矿地质 .....	376
铀钍混合陶瓷燃料 .....	378
铀的化学转换 .....	374
铀的提取和精制 .....	375
铀的富集 .....	372
铀钚混合陶瓷燃料 .....	372

### [ 丶 ]

高温气冷堆核电厂 .....	140
高温气冷堆燃料元件制造 .....	142
海流发电 .....	155
海水浓度差发电 .....	155
海洋能 .....	155
海洋温差发电 .....	156
流动压降 .....	270
调试 .....	328

### [ ㄆ ]

验收 .....	367
----------	-----

## 十一画

### [ 一 ]

堆内导热 .....	35
堆内构件 .....	37
堆内换热 .....	38
堆内部件释热 .....	34
堆内温度测量 .....	42
堆内输热 .....	41
堆芯中子通量密度测量 .....	46
堆芯寿期 .....	46
堆芯保护系统 .....	43
堆芯结构材料 .....	44
堆芯剩余释热 .....	45
控制组件 .....	254
控制棒 .....	252
控制棒位置指示 .....	254
控制棒驱动机构 .....	252
辅助(应急)给水系统 .....	138

### [ 丨 ]

常规岛 .....	16
-----------	----

[→]

维修 ..... 338

十二画

[-]

裂变反应 ..... 265  
 裂变产物毒性 ..... 265  
 裂变能 ..... 268  
 裂变-聚变混合堆 ..... 267

[)]

链式反应 ..... 263  
 等离子体不稳定性 ..... 23  
 等离子体加热 ..... 24  
 等离子体约束 ..... 25  
 等离子体诊断 ..... 26  
 集中式太阳能热发电 ..... 243

十三画

[-]

蒸汽发生器 ..... 388  
 蒸汽发生器传热管破损监测 ..... 391

硼回收系统 ..... 277  
 辐射安全分析 ..... 121  
 辐射防护 ..... 122  
 辐射防护技术 ..... 127  
 辐射防护评价 ..... 128  
 辐射防护标准 ..... 124  
 辐射防护基本原则 ..... 125  
 辐射环境监测 ..... 129  
 辐射屏蔽 ..... 136  
 辐射监测 ..... 131  
 辐射监测仪表 ..... 132  
 辐射量和单位 ..... 133

[、]

新能源 ..... 345  
 新能源联合发电系统 ..... 350  
 新燃料贮存架 ..... 351

十四画

[-]

聚变反应 ..... 247  
 聚变实验装置 ..... 250  
 聚变能 ..... 248  
 聚变能资源 ..... 249  
 碳化铀 ..... 328

[)]

稳压器 ..... 339

十五画

[、]

潮汐能发电 ..... 18

十六画

[-]

薪柴电站 ..... 351

[|]

噪声诊断系统 ..... 385

[、]

燃耗 ..... 285  
 燃料元件破损监测 ..... 287  
 燃料(棒)包壳材料 ..... 286  
 燃料组件 ..... 288  
 燃料组件结构材料 ..... 293  
 燃料组件辐照性能 ..... 290  
 燃料装卸搬运系统 ..... 288  
 激光聚变实验装置 ..... 243

# 条 目 外 文 索 引

(INDEX OF ARTICLES)



acceptance of a nuclear  
power plant ..... 367  
accident analysis for nu-  
clear power plant ..... 187  
accident analysis meth-  
odology for nuclear  
power plant ..... 188  
advanced gas-cooled re-  
actor nuclear power  
plant ..... 139  
advanced nuclear power  
plants ..... 341  
AGR ..... 139  
American Nuclear  
Society ..... 272  
amorphous solid silicon  
solar cell ..... 104  
ANS ..... 272  
atmospheric diffusion of  
effluents from nu-  
clear power plant ..... 180  
atomic energy act ..... 379  
atomic nucleus ..... 379  
auxiliary/emergency  
feedwater system ..... 138



basic principles of radi-  
ation protection ..... 125  
binding energy ..... 245  
biogas power station ... 386  
biomass energy ..... 304  
biomass energy  
resource ..... 304  
biomass gas generating  
station ..... 272  
boiling water reactor nu-  
clear power plant ..... 108  
boron recycle system ... 277  
burnup ..... 285



categorization of nu-  
clear power plant  
accidents ..... 186  
chain reaction ..... 263  
chemical and volume  
control system ..... 238  
chemical conversion of  
uranium ..... 374  
Chernobyl NPP  
accident ..... 280  
China nuclear safety  
regulatory body ..... 395  
Chinese Nuclear  
Society ..... 396  
CI ..... 16  
CNS ..... 396  
Commissioning ..... 328  
component cooling water  
system ..... 299  
compound solar cell ..... 237  
computer control of  
NPP ..... 172  
construction ..... 306  
containment ..... 2  
containment hydro-  
gen recombination  
system ..... 6  
containment isolation  
system ..... 5  
containment spray  
system ..... 5  
containment ventilation  
and purge system ..... 6  
control assembly ..... 254  
control of BWR ..... 110  
control of gas cooled  
reactor ..... 278  
control of HWR ..... 404  
control of PWR ..... 359  
control of sodium-cooled

fast breeder reactor ... 275  
control of water cooled  
graphite moderated  
reactor ..... 312  
control rod ..... 252  
control rod drive  
mechanism ..... 252  
conventional island ..... 16  
conversion ratio ..... 409  
core protection sys-  
tem ..... 43  
cost of nuclear elec-  
tricity generation ..... 198  
critical flow ..... 269  
critical heat flux ..... 270  
criticality of reactors ..... 73  
criticality safety ..... 268  
critical mass ..... 270



data processing computer  
of NPP ..... 192  
Daya Bay Nuclear Power  
Station ..... 21  
defence in depth ..... 412  
design basis accident ... 300  
design criteria of safety  
systems ..... 7  
detection of control rod  
position ..... 254  
diffusion in water body of  
liquid effluent from  
nuclear power plant ... 183  
dispersion fuel ..... 272



economic analysis of nu-  
clear power plant ..... 176  
economic competitiveness  
of nuclear power  
plant ..... 177  
education for nuclear

energy .....	211
electricity generating	
system of biomass ...	303
electric power of ocean	
energy from concen-	
tration gradients .....	155
emergency control	
room .....	370
engineered safety	
features .....	407
engineering design .....	146
engineering safety facility	
actuation system .....	408
engineering services .....	145
enrichment of	
uranium .....	372
ENS .....	276
environmental impact	
assessment .....	241
environmental impact of	
nuclear power plant ...	171
environmental impact	
report .....	239
environmental radiation	
monitoring .....	129
essential service water	
system .....	405
European Nuclear	
Society .....	276
extraction and refining	
of uranium .....	375

## F

fabrication of fuel as-	
sembly for fast	
breeder reactor .....	260
fabrication of fuel as-	
sembly for water	
cooled reactor .....	314
fabrication of fuel element	
for gas-cooled graphite-	
moderated reactor .....	308
fabrication of fuel element	
for HTGR .....	142
fast breeder reactor	
nuclear power	
plant .....	255

feasibility study .....	251
fire protection of nuclear	
power plant .....	167
fission energy .....	268
fission-fusion hybrid	
reactor .....	267
fission product poison-	
ing .....	265
fission reaction .....	265
flow pressure drop .....	270
fuel (rod) cladding	
materials .....	286
fuel chips generating	
station .....	351
fuel handling system ...	288
fuel management of nu-	
clear power plant .....	184
fusion energy .....	248
fusion experiment	
device .....	250
fusion reaction .....	247

## G

garbage incineration	
power station .....	262
gas cooled graphite-	
moderated reactor	
nuclear power plant ...	307
gaseous waste processing	
system .....	106
general layout .....	409
generation of electricity	
by geothermal	
energy .....	27
geology .....	33
geothermal energy .....	29
geothermal power sys-	
tems using binary	
cycle .....	313
geothermal power systems	
using steam flashed	
from hot brine .....	298
geothermal resources .....	31
geothermal water anti-	
corrosion .....	29
geothermal water rein-	
jection .....	30

geothermal water scale	
prevention .....	30
geothermal well and	
wellhead installation ...	27
graphite-moderated wa-	
ter-cooled reactor nu-	
clear power plant .....	309

## H

heat conduction in	
reactor .....	35
heat generation in reac-	
tor components .....	34
heat release in reactor ...	81
heat transfer in nuclear	
reactor .....	65
heat transfer in reactor	
core .....	38
heat transfer tube ma-	
terial of PWR steam	
generator .....	364
heat transport in reactor	
core .....	41
heavy water reactor	
nuclear power plant ...	401
high temperature gas-	
cooled reactor nuclear	
power plant .....	140
history of nuclear power	
development .....	200
house supply of nuclear	
power plant .....	166
HTGR .....	140
human factors engi-	
neering .....	297
hydrogen-electric	
generation .....	282
hydrology .....	316

## I

IAEA .....	152
in-core neutron flux	
measurement .....	46
in-core temperature	
measurement .....	42
individual monitoring ...	144
infrastructure to a nuclear	



power program ..... 202  
 INIS ..... 151  
 in-service inspection of  
   nuclear equipment ... 229  
 interaction of neutron  
   with the matter ..... 400  
 International Atomic  
   Energy Agency ..... 152  
 International Atomic  
   Energy Agency  
   Safety Standards ..... 152  
 international conference  
   on nuclear energy ..... 210  
 international conventions  
   on nuclear safety ..... 149  
 International Nuclear In-  
   formation System ..... 151  
 international nuclear  
   trade ..... 150  
 irradiation effect  
   of reactor materials ... 63  
 irradiation performance  
   of fuel assembly ..... 290  
 isotopes ..... 333

## J

journal of nuclear science  
 and technology ..... 212

## L

laser fusion experiment  
   device ..... 243  
 liquid waste processing  
   system ..... 107

## M

main control room ..... 406  
 maintenance ..... 338  
 materials for reactor  
   pressure vessel ..... 92  
 metabolism of radio-  
   nuclides within  
   human body ..... 103  
 metallic uranium ..... 247  
 meteorology ..... 279  
 mining of uranium  
   deposit ..... 377

mixed uranium-plu-  
   tonium ceramic  
   fuels ..... 372  
 mixed Uranium-Tho-  
   rium ceramic fuels ... 378  
 monitoring of effluents  
   from nuclear power  
   plant ..... 182  
 monitoring of failed  
   fuel element ..... 287  
 monitoring of the steam  
   generator tube  
   failure ..... 391  
 monitoring system of  
   primary circuit  
   of NPP ..... 193

## N

neuclear power measur-  
   ment ..... 206  
 neutron detector ..... 398  
 neutron diffusion ..... 397  
 neutron moderation ..... 398  
 neutron source ..... 401  
 new energy comprehen-  
   sive power system ... 350  
 new energy resources ... 345  
 new fuel assembly  
   storage rack ..... 351  
 NI ..... 160  
 nil-ductility transi-  
   tion temperature ..... 340  
 noise diagnosis  
   system ..... 385  
 normal startup and shut-  
   down of nuclear  
   power plant ..... 197  
 NSSS ..... 237  
 nuclear accident emer-  
   gency management ... 233  
 nuclear accident emer-  
   gency measures ..... 231  
 nuclear accident emer-  
   gency planning and  
   preparedness ..... 236  
 nuclear electric power  
   generation ..... 207

nuclear energy ..... 207  
 nuclear fuel ..... 218  
 nuclear fuel cycle ..... 223  
 nuclear fuel cycle  
   cost ..... 225  
 nuclear fuel re-  
   processing ..... 220  
 nuclear heat ..... 209  
 nuclear island ..... 160  
 nuclear physics ..... 236  
 nuclear power plant ..... 160  
 nuclear power plant  
   acquisition ..... 14  
 nuclear power plant  
   decommissioning ..... 191  
 nuclear power plant  
   licensing system ..... 163  
 nuclear power plant  
   reliability ..... 179  
 nuclear power  
   program ..... 201  
 nuclear reaction ..... 206  
 nuclear reaction cross-  
   section of neutrons ... 396  
 nuclear safety functions  
   and components  
   classification ..... 157  
 nuclear safety  
   regulations ..... 159  
 nuclear safety regula-  
   tions in other  
   countries ..... 335  
 nuclear safety regula-  
   tions in PRC ..... 393  
 nuclear safety regula-  
   tory bodies in for-  
   eign countries ..... 335  
 nuclear safety regula-  
   tory body ..... 159  
 nuclear steam supply  
   system ..... 237  
 nuclear steam  
   turbine ..... 216  
 nuclide ..... 236

## O

ocean current power

generation .....	155
ocean energy .....	155
ocean thermal energy	
conversion .....	156
operating features .....	382
operating instruction	
and procedure .....	381
operating modes .....	380

## **P**

performance indi-	
cators .....	383
photoelectro chemical	
cell .....	149
photovoltaic power gen-	
erating system .....	323
physical protection for	
nuclear power	
plant .....	186
plasma confinement .....	25
plasma diagnostics .....	26
plasma heating .....	24
plasma instabilities .....	23
plutonium .....	11
plutonium utilization .....	12
polycrystalline-silicon	
solar cell .....	48
population density .....	296
power unit using	
solar pond .....	317
pre-project and pre-con-	
struction activities ...	245
pressurized water reac-	
tor nuclear power	
plant .....	357
pressurized water reac-	
tor vessel and	
its internals .....	353
pressurizer .....	339
primary circuit .....	370
primary circuit pressure	
relief equipment .....	370
primary coolant	
system .....	369
project management .....	343
protect the environment	
for geothermal	

develop .....	28
PWR fuel assembly .....	288
PWR power control	
system .....	354
PWR pressure vessel ...	361
PWR primary coolant	
pump .....	362

## **Q**

Qinshan Nuclear Power	
Plant .....	281
quality assurance .....	392

## **R**

radiation effects on	
man .....	293
radiation monitoring .....	131
radiation monitoring	
instrument .....	132
radiation monitoring	
of the work-place .....	147
radiation protection .....	122
radiation protection	
assessment .....	128
radiation protection	
standard .....	124
radiation protection	
technique .....	127
radiation quantity and	
unit .....	133
radiation safety	
analysis .....	121
radiation shielding .....	136
radioactive waste	
disposal .....	100
radioactive waste	
management .....	101
radioactive waste	
treatment .....	98
radioactivity .....	96
reactivity .....	94
reactivity coefficient .....	95
reactivity control .....	95
reactor .....	58
reactor control	
materials .....	71
reactor coolant	

materials .....	72
reactor coolant piping	
materials .....	405
reactor core lifetime .....	46
reactor core structure	
materials .....	44
reactor fluid mechanics ...	75
reactor instrumentation	
monitoring system .....	93
reactor internals .....	37
reactor kinetics .....	69
reactor materials .....	62
reactor moderator	
materials .....	75
reactor physics .....	88
reactor physics	
calculation .....	89
reactor physics	
experiment .....	90
reactor protection	
devices .....	62
reactor protection	
parameters .....	59
reactor protection	
system .....	60
reactor shielding	
materials .....	76
reactor stability .....	85
reactor steady state	
thermo-hydraulic	
design .....	85
reactor thermo-hydraulic	
design .....	77
reactor thermohydraulic	
experiment .....	77
reactor thermo-	
hydraulics .....	80
reactor trip system .....	84
reactor water chem-	
istry .....	81
recovery measures after	
a nuclear accident .....	230
reflector saving .....	57
refueling scheme .....	242
research and develop-	
ment for nuclear	
power .....	204

residual heat generation		
in core .....	45	
residual heat removal		
system .....	378	
resources for fusion		
energy .....	249	
resources of nuclear		
fuel .....	226	
safety analysis report .....	1	
safety injection system ...	9	
safety of nuclear		
power plant .....	162	
safety regulatory system		
for nuclear power		
plant .....	161	
safety-related electrical		
equipment for		
nuclear power		
plant .....	162	
safety requirements of		
nuclear power plant ...	165	
safety surveillance over		
nuclear power plant		
construction .....	174	
safety surveillance over		
nuclear power plant		
operation .....	196	
SAR .....	1	
secondary coolant		
circuit .....	50	
seismology .....	32	
severe accident .....	366	
simulator of NPP .....	168	
single crystalline sili-		
con solar cell .....	22	
single-phase flow .....	23	
siting .....	16	
solar cell .....	319	
solar electric direct		
conversion .....	324	
solar energy .....	317	
solar energy resource ...	327	
solar thermal central		
receiver system .....	243	
solar thermal distributed		
power system .....	111	
solar thermal power		
plant .....	326	
solid waste processing		
system .....	148	
source term from nuclear		
power plant .....	195	
spent fuel .....	53	
spent fuel storage pit		
cooling and clean up		
system .....	57	
spent fuel storage pool ...	56	
steam generator .....	388	
storage of spent fuel .....	55	
stored energy system		
of wind power .....	115	
structural materials		
of fuel assembly .....	293	
structural mechanics in		
reactor technology .....	70	
structure of pressurized		
tubetype heavy		
water reactor .....	352	
<b>T</b>		
technical support		
center .....	244	
thermal dynamic analysis		
of reactor .....	66	
the second reactor trip		
system .....	66	
the staffing of nuclear		
power plant and		
training of oper-		
ating personnel .....	384	
thorium .....	333	
Three Mile Island		
NPP accident .....	298	
tidal power generation ...	18	
T <sub>NDT</sub> .....	340	
tokamak fusion experi-		
ment device .....	333	
total flow system for		
electric power pro-		
duction from geo-		
thermal energy .....	284	
transfer of radionuclides		
in environment .....	102	
transport of spent		
fuel .....	53	
turbogenerator for nu-		
clear power plant .....	184	
two-phase flow .....	263	
<b>U</b>		
uranium .....	371	
uranium carbide .....	328	
uranium dioxide .....	51	
uranium geology .....	376	
<b>W</b>		
WANO .....	313	
water level measurement		
of RPV .....	93	
water quality manage-		
ment of circuits .....	242	
wave power generation ...	10	
wind-driven generating		
unit .....	116	
wind energy .....	118	
wind energy resources ...	119	
wind farm .....	115	
wind power gener-		
ation .....	113	
World Association of		
Nuclear Operators ...	313	
<b>Y</b>		
Yangbajin Geothermal		
Power Station .....	368	
<b>Z</b>		
zone control of nuclear		
power plant .....	170	

# 内 容 索 引

## 说 明

一、本索引是全卷条目和条目内容的主题分析索引。索引主题按汉语拼音字母的顺序并辅以汉字笔画、起笔笔形顺序排列。同音时，按汉字笔画由少到多的顺序排列，笔画数相同的按起笔笔形一（横）、丨（竖）、丿（撇）、丶（点）、㇀（折，包括㇀㇁㇂等）的顺序排列。第一字相同时，按第二字，余类推。罗马数字、阿拉伯数字、拉丁字母、斯拉夫字母和希腊字母开头的主题，依次排在汉字索引主题的后面。

二、设有条目的主题用黑体字，未设条目的主题用仿宋体字。

三、索引中人名一般附有人物的生卒年或活动年代，外国人名还附有原文姓和名（或名的缩写字母）。

四、索引主题之后的阿拉伯数字是主题内容所在的页码，数字之后的小写拉丁字母表示索引内容所在的版面区域。本书正文的版面区域划分如右图。

a	d
b	e
c	f



阿米巴效应 ..... 378d  
 铜系元素 ..... 256b  
 爱因斯坦, A. (Albert Einstein, 1879—1955) ... 245f  
 安全棒 ..... 278b  
 安全保护系统(钠冷快堆) ..... 275d  
 安全存放期 ..... 191c  
 安全阀 ..... 370d  
 安全分析 ..... 60d  
**安全分析报告** ..... 1a  
 安全功能 ..... 7d, 157b  
 安全故障 ..... 60e  
 安全级 ..... 162a  
**安全壳** ..... 2f  
 安全壳地坑 ..... 5e  
 安全壳隔离 ..... 61f  
**安全壳隔离系统** ..... 5b  
 安全壳空气净化系统 ..... 6f  
 安全壳空气冷却系统 ..... 6f  
 安全壳空气循环过滤系统 ..... 7a  
 安全壳模型 ..... 169b

安全壳喷淋驱动系统 ..... 61e  
**安全壳喷淋系统** ..... 5e  
**安全壳氢复合系统** ..... 6b  
 安全壳清洗通风系统 ..... 7a  
**安全壳通风净化系统** ..... 6e  
 安全壳消氢系统 ..... 6b  
 安全停堆地震 ..... 157f  
 安全系统 ..... 7d  
**安全系统设计准则** ..... 7d  
 安全系统性能 ..... 383c  
 安全系统整定值(反应堆) ... 67a  
 安全限值(反应堆) ..... 60c, 67a  
**安全注射系统** ..... 9a  
 奥氏体不锈钢 ..... 44d



板块 ..... 31e  
 板块构造学说 ..... 31d  
 半衰期 ..... 96f  
 棒速控制 ..... 71d  
 棒束控制组件 ..... 254d  
 包覆颗粒燃料 ..... 272d  
 饱和蒸汽汽轮机 ..... 216f  
 保护限制 ..... 43c

保健物理 ..... 122f  
 鲍尔, E. (E. Baur, ~1939) ... 283a  
 北京核工程研究设计院 ..... 205d  
 贝可勒尔, A. H. (Antoine Henri Becquerel, 1852—1908) ..... 96f, 236e, 371d  
 贝克勒尔, A. E. (Alexandre Edmond Becquerel, 1820—1891) ..... 319f  
 倍增时间 ..... 255f  
 比结合能 ..... 246b  
 比释动能 ..... 134d  
 比投资 ..... 178b  
 闭式通道 ..... 86c  
 表面污染监测仪表 ..... 132d  
 冰凝式安全壳 ..... 3d  
 波动箱 ..... 300a  
 波加热 ..... 25b  
**波浪能发电** ..... 10a  
 伯齐利厄斯, J. J. (Jöns Jakob Berzelius, 1779—1848) ..... 333b  
 不符合项 ..... 175f

不符合项控制 ..... 393d

**铀** ..... 11e

**铀的利用** ..... 12c

**C**

材料曲率 ..... 74e

财务生产成本 ..... 199a

**采购** ..... 14a

采购控制 ..... 393c

参考电厂 ..... 344a

参考设计 ..... 252a

参考无延性转变温度  
(RT<sub>NDT</sub>) ..... 340d

操纵员支援系统 ..... 245a

操纵员执照 ..... 164e, 384d

操作监测 ..... 147d

层流 ..... 23b

差压流量计 ..... 194c

长中子电离室 ..... 399d

常币值模型 ..... 199e

**常规岛** ..... 16a, 357b

常规监测 ..... 130a, 147d

常规排放 ..... 182e

常温层 ..... 29c

厂内应急计划 ..... 235f

厂外应急计划 ..... 235f

厂址评价 ..... 17e

厂址审批 ..... 18b

厂址条件 ..... 16b

**厂址选择** ..... 16a

厂址选择报告 ..... 18b

场所监测仪表 ..... 132e

超凤凰快堆 ..... 256e

超设计基准事故 ..... 366a

潮汐电站 ..... 18d

潮汐能 ..... 346a

**潮汐能发电** ..... 18d

池式堆 ..... 58b

池式快堆 ..... 256e

充电控制器 ..... 323d

抽水储能 ..... 115d

筹资渠道(核电) ..... 203f

出力不一致回路 ..... 356a

初步可行性研究 ..... 251b

初步设计 ..... 146c

初次起动 ..... 197d

初始临界试验 ..... 330f

初始装料和次临界试验 ..... 330d

除氧器 ..... 51c

串级磁镜 ..... 26c

垂直轴风力机 ..... 116e

磁镜 ..... 25e

磁力提升式控制棒驱动  
机构 ..... 252f

磁约束 ..... 25c

磁约束聚变 ..... 248c

磁阻马达式控制棒驱动  
机构 ..... 254a

次临界度 ..... 94d

**D**

达松伐耳(d'Arsonval,  
~1881) ..... 156b

大地热流值 ..... 31b

大块分包合同 ..... 150f

大破口失水事故 ..... 302c

大气释放控制 ..... 361d

大型干式安全壳 ..... 3a

**大亚湾核电厂** ..... 21a

代谢模式 ..... 104b

待积剂量当量 ..... 135c

**单晶硅太阳能电池** ..... 22a

单相换热 ..... 39b

**单相流** ..... 23a

单一故障准则 ..... 7e, 60f

氦 ..... 249f

氦-氦反应 ..... 248c

导热 ..... 35d

倒时方程 ..... 69e

德累斯顿(Dresden-1)  
沸水堆核电厂 ..... 200c

等离子体 ..... 25c

**等离子体不稳定性** ..... 23d

**等离子体加热** ..... 24c

**等离子体约束** ..... 25c

**等离子体诊断** ..... 26c

等效传热系数 ..... 36b

低放固体废物量 ..... 383e

低放射性有氧废气处理  
工艺 ..... 106c

低沸点工质循环 ..... 313d

低功率(零功率)物理  
试验 ..... 331a

低压注射分系统 ..... 378b

低、中放废物处置 ..... 100c

地核 ..... 29d

地壳 ..... 29d

地壳中的铀 ..... 226d

地幔 ..... 29d

地面太阳能电池 ..... 322e

**地热发电** ..... 27a, 347c

地热井 ..... 28a

**地热井与井口装置** ..... 27f

**地热开发环境保护** ..... 28e

**地热能** ..... 29c, 345f

**地热水防腐** ..... 29f

**地热水防垢** ..... 30b

**地热水回灌** ..... 30d

地热田 ..... 31b

地热异常区 ..... 29e

地热增温率 ..... 29c

**地热资源** ..... 31a

地温梯度 ..... 29c

地压型地热资源 ..... 31c

**地震** ..... 32d

地震活动 ..... 32d

**地质** ..... 33b

第一个链式裂变反应堆 ..... 236f

点堆模型 ..... 69c

碘坑 ..... 265d

碘坑过程 ..... 198b

电厂配套设施 ..... 357e

电磁流量计 ..... 194d

电磁探针法(等离子体  
诊断) ..... 26e

电化学光伏电池 ..... 149d

电解氢储能 ..... 115e

电离室 ..... 399a

电气与控制系统模型 ..... 169b

定日镜 .....	243e
定位格架 .....	289b
定向剂量当量 .....	135f
动力堆 .....	58b
动态实验(反应堆物理) .....	91d
堆内部件释热 .....	34a
堆内测量 .....	354d
堆内导热 .....	35b
堆内构件 .....	37e, 58d, 354b
堆内换热 .....	38d
堆内输热 .....	41b
堆内温度测量 .....	42f
堆芯 .....	58c, 354a
堆芯保护 .....	61c
堆芯保护系统 .....	43a
堆芯测量系统 .....	93e
堆芯测量支承结构 .....	37e
堆芯结构材料 .....	44a
堆芯模型 .....	168d
堆芯平均比功率 .....	34d
堆芯平均功率密度 .....	34d
堆芯上部支承构件 .....	37e
堆芯剩余释热 .....	45c
堆芯寿期 .....	46c
堆芯下部支承构件 .....	37e
堆芯中子通量密度测量 .....	46d
对称翼气轮机 .....	11a
对流换热 .....	80f
对流换热系数 .....	80f
多合同方式 .....	14c
多晶硅太阳能电池 .....	48d
多普勒反应性系数 .....	95f
多普勒效应 .....	85c
多头文丘里管洗涤系统 .....	4d
多样性 .....	61b
多样性准则 .....	8c

## F

二回路 .....	50a
二氧化碳冷却的反应堆 控制 .....	278a
二氧化铀 .....	51e
二氧化铀制备 .....	374f

## F

乏燃料 .....	53a, 220d
乏燃料池 .....	57c
乏燃料运输 .....	53a
乏燃料贮存 .....	55e
乏燃料贮存池 .....	56f
乏燃料贮存池冷却和 净化系统 .....	57c
乏燃料贮存格架 .....	288e
法国核安全局 .....	336c
反场箍缩 .....	26b
反射层 .....	57e, 58c
反射层节省 .....	57e
反应堆 .....	58a
反应堆保护参数 .....	59a
反应堆保护系统 .....	60b
反应堆保护装置 .....	62a
反应堆材料 .....	62f
反应堆材料辐照效应 .....	63d
反应堆传热 .....	65f
反应堆第二停堆系统 .....	66c
反应堆动力学 .....	69f
反应堆动态热工分析 .....	66e
反应堆动态学 .....	69b
反应堆功率密度限制 .....	43c
反应堆结构材料 .....	63b
反应堆结构力学 .....	70b
反应堆控制材料 .....	71a
反应堆控制组件 .....	254d
反应堆冷却剂泵泵轴 卡死及泵轴断裂 .....	301e
反应堆冷却剂材料 .....	72b
反应堆冷却剂低流量保护 .....	61d
反应堆冷却剂进、出口温 度测量 .....	194a
反应堆冷却剂系统 .....	357d, 369d
反应堆冷却剂压力和 液位保护 .....	61d
反应堆临界 .....	73a
反应堆流体力学 .....	75b
反应堆慢化剂材料 .....	75e
反应堆屏蔽材料 .....	76b

反应堆启动保护 .....	61c
反应堆热工 .....	80d
反应堆热工流体力学 .....	80d
反应堆热工设计 .....	77b
反应堆热工实验 .....	77e
反应堆热工学 .....	80d
反应堆剩余发热 .....	80c
反应堆释热 .....	81d
反应堆水化学 .....	81f
反应堆停堆系统 .....	84a
反应堆稳定性 .....	85a
反应堆稳态热工设计 .....	85e
反应堆物理 .....	88b
反应堆物理计算 .....	89c
反应堆物理实验 .....	90f
反应堆压力容器材料 .....	92a
反应堆压力容器水位测量 .....	93b
反应堆仪表监测系统 .....	93d
反应堆噪声分析 .....	91d
反应堆中子源 .....	401e
反应率密度 .....	397a
反应性 .....	94d
反应性当量 .....	94e
反应性功率系数 .....	96b
反应性价值 .....	252e
反应性控制 .....	95a, 359d
反应性控制系统(钠冷 快堆) .....	275b
反应性模拟器 .....	94a
反应性系数 .....	95d
防火区 .....	167e
仿星器 .....	26b
放射卫生 .....	122f
放射系 .....	97e
放射性 .....	96e
放射性废气处理 .....	98c
放射性废物处理 .....	98b
放射性废物处置 .....	100c
放射性废物管理 .....	101c
放射性废液处理 .....	98e
放射性固体废物处理 .....	99b
放射性核素 .....	96f
放射性核素环境转移 .....	102a

放射性核素在人体内  
    的代谢 ..... 103a  
放射性活度 ..... 97e  
放射性水文地质学 ..... 377b  
放射性物探(铀矿) ..... 377b  
放射性中子源 ..... 401d  
飞轮储能 ..... 115d  
飞射物 ..... 8f  
非安全故障 ..... 60e  
非计划不能利用因子 ..... 383b  
非计划自动紧急停堆  
    次数 ..... 383b  
非晶硅太阳能电池 ..... 104e  
非控制区 ..... 170e  
非能动安全系统 ..... 341c,359b  
非能动部件 ..... 7f  
非弹性散射 ..... 401a  
钶(Fs) ..... 247c  
斐克定律 ..... 397b  
废气处理系统 ..... 106b  
废液处理系统 ..... 107b  
沸水堆 ..... 58b,108b  
沸水堆反应性控制 ..... 110e  
沸水堆功率调节 ..... 110f  
沸水堆核电厂 ..... 108b  
沸水堆控制 ..... 110e  
沸水堆水位控制 ..... 111d  
沸水堆压力控制 ..... 111c  
沸腾换热 ..... 39d  
费米,E. (Enrico Fermi,  
    1901—1954) ... 11e,219a,236f  
费米年龄 ..... 398e  
费用控制 ..... 345b  
分块承包合同 ..... 14c  
分离膜 ..... 373c  
分离能 ..... 245f  
分离器 ..... 373d  
分离效应实验(反应堆  
    热工) ..... 77f  
分群扩散法(反应堆临界  
    计算) ..... 73f  
分散式太阳能热发电 ..... 111e  
风力发电 ..... 113b,347a

风力发电场 ..... 115f  
风力发电储能系统 ..... 115b  
风力发电机集群 ..... 115e  
风力发电机组 ..... 116c  
风力机 ..... 116d  
风力田 ..... 115f  
风能 ..... 118c  
风能资源 ..... 119a  
风向频率玫瑰图 ..... 119d  
浮子流量计 ..... 194d  
符合 ..... 61a  
符合逻辑 ..... 62c  
辐射安全分析 ..... 121b  
辐射场 ..... 134a  
辐射防护 ..... 122f  
辐射防护标准 ..... 124a  
辐射防护基本原则 ..... 125a  
辐射防护技术 ..... 127a  
辐射防护评价 ..... 128c  
辐射防护最优化 ..... 125f  
辐射环境监测 ..... 129e  
辐射环境影响 ..... 171e  
辐射监测 ..... 131b  
辐射监测计划 ..... 123e  
辐射监测仪表 ..... 132a  
辐射量和单位 ..... 133f  
辐射屏蔽 ..... 136b  
辐射事故应急 ..... 123f  
辐射源 ..... 134a  
辐照后检验 ..... 292f  
辐照密实 ..... 291a  
辐照生长 ..... 292a  
辐照试验 ..... 292f  
辐照肿胀 ..... 291b  
辅助操纵员系统 ..... 245a  
辅助给水驱动系统 ..... 61f  
辅助(应急)给水系统 ..... 138b  
辅助能源 ..... 346b  
辅助(应急)给水系统 ..... 51d  
复合结太阳能电池 ..... 322c  
复制仿真机 ..... 168c  
富集铀 ..... 373a  
富集铀堆 ..... 58c

G

改变燃料含量法(反应  
    性控制) ..... 95b  
改变中子慢化性能法  
    (反应性控制) ..... 95b  
改进型气冷堆核电厂 ..... 139a  
改正性维修 ..... 338d  
盖格弥勒计数管 ..... 399b  
概率安全分析 ..... 121e  
概率安全评价 ..... 204e  
概率论安全评价方法 ..... 188b  
干涸过程 ..... 40c  
干热岩型地热资源 ..... 31d  
干式贮存 ..... 56c  
高放废物、超铀 $\alpha$ 废物  
    处置 ..... 101b  
高放射性无氧废气处理  
    工艺 ..... 106c  
高级操纵员执照 ..... 164f  
高能管道破裂保护 ..... 61d  
高温气冷堆核电厂 ..... 140b  
高温气冷堆控制 ..... 278e  
高温气冷堆燃料元件制造... 142f  
革新型先进核电厂 ..... 341b  
格罗夫,W. R. (William  
    Robert Grove,1811  
    —1896) ..... 283a  
隔离阀 ..... 5c  
个人剂量监测 ..... 144b  
个人剂量限制 ..... 125d  
个人监测仪表 ..... 133b  
工程仿真机 ..... 168c  
工程服务 ..... 145d  
工程设计 ..... 146b  
工程心理学 ..... 297a  
工况分类(反应堆) ..... 66f  
工业安全事故时间  
    损失率 ..... 383f  
工业钚 ..... 12d  
工业基础(核电) ..... 202d  
工艺管成群监测系统 ..... 94a  
工艺控制 ..... 393d





核电发展史 .....	200b
核电规划 .....	201e
核电基础结构 .....	202b
核电科学研究 .....	204a
核动力运行研究所 .....	205e
核反应 .....	206c
核反应堆 .....	58a
核反应率密度 .....	206d
核工业第二研究设计院 .....	282b
核功率 .....	206e
核功率保护 .....	61c
核功率测量 .....	206e
核功率测量系统 .....	93e
核供汽系统 .....	237d
核科学技术情报研究所 .....	152b
核力 .....	379e
核临界安全 .....	268e
核能 .....	207b
核能发电 .....	207e
核能供热 .....	209b
核能国际会议 .....	210f
核能教育 .....	211e
《核能领域中关于第三方 责任的公约》 .....	150a
核能学术期刊 .....	212d
核汽轮机 .....	216c
核燃料 .....	218f, 58c
核燃料成本 .....	178b
核燃料后处理 .....	220c, 225a
核燃料循环 .....	223b
核燃料循环成本 .....	225c
核燃料循环工业 .....	203c
核燃料资源 .....	226c
核散射 .....	206c
核设备在役检查 .....	229a
核设施安全许可证 .....	159d
核事故后恢复措施 .....	230d
《核事故或辐射紧急 情况援助公约》 .....	150b
核事故应急措施 .....	231b
核事故应急管理 .....	233f
核事故应急计划与准备 .....	235f
核素 .....	236c

核物理 .....	236e
核蒸汽供应系统 .....	237c
核转变 .....	206c
核子 .....	379b
“黑”棒 .....	139f
宏观不稳定性(等离子体) .....	23f
宏观截面(中子核反应) .....	396e
洪水 .....	316d
华东电力设计院 .....	282b
滑速比 .....	264c
化合物半导体太阳 能电池 .....	237e
化学和容积控制系统 .....	238d
化学指标(反应堆 冷却剂) .....	383e
环脊 .....	292c
环境影响报告 .....	239e
环境影响评价 .....	241c
环状流 .....	264a
缓发中子 .....	267b
缓发中子份额 .....	267d
换料方案 .....	242c
换料方式 .....	185b
换料运行 .....	379a
换热系数 .....	38e
黄饼 .....	224d, 376c
“灰”棒 .....	140a
回路式快堆 .....	256e
回路水质管理 .....	242f
回路系统模型 .....	168f
混合堆 .....	267e
活度 .....	134a
活化丝法 .....	47f
活性区 .....	58c
火荷载 .....	167f
火灾的二次效应 .....	167e
火灾的危害分析 .....	167f

## J

奇 A 核 .....	379c
奇奇核 .....	379c
积分热导率 .....	35f
基础实验(反应堆热工) .....	77f

基础资源(地热) .....	31a
基价投资 .....	178b
激光法(铀富集) .....	374a
激光聚变实验装置 .....	243a
激光散射法(等离子体 诊断) .....	26e
《及早通报核事故公约》 .....	150a
级联 .....	373f
极限设计工况 .....	195d
极限事故 .....	187b
集体剂量当量 .....	135d
集体受照剂量当量 .....	383d
集中式太阳能热发电 .....	243e
给水泵速度调节 .....	360c
给水加热器 .....	51b
计数管 .....	399f
计算机监控(SCC) .....	173c
计算机数据采集系统 .....	80b
技术设计 .....	146e
技术支援中心 .....	244f
剂量当量 .....	135a
剂量当量负担 .....	135d
加速器中子源 .....	401e
假设始发事件 .....	188d
间隙闭合 .....	292c
间隙热传导 .....	36a
监查 .....	393e
监督和指示电路 .....	62e
监督区 .....	170e
监督要求(反应堆) .....	67a
监护封存期 .....	191b
检查和试验控制 .....	393d
减速剂 .....	63b, 75e
减压扩容法(地热能 利用) .....	298f
见证点 .....	306d
建设前期工作 .....	245b
江夏潮汐试验电站 .....	19d
交钥匙承包合同 .....	150f
交钥匙合同 .....	14b
教育体系(核电) .....	203f
接收器 .....	244a
结合能 .....	245f

金属燃料 ..... 219d  
 金属陶瓷燃料 ..... 272d  
**金属铀** ..... **247a**  
 金属铀制备 ..... 375b  
 进度控制 ..... 345a  
 井口装置 ..... 28b  
 静态实验(反应堆物理) ..... 91c  
 静正吸入压头 ..... 364b  
 居里夫人(Marie Sklodowska  
     Curie,1867—1934) ..... 236e  
 居里,M. (Marie curie,  
     1867—1934) ..... 333b  
 居里,P. (Pierre Curie,  
     1859—1906) ..... 236e  
 局部拆除期 ..... 191b  
**聚变反应** ..... **247d**  
**聚变能** ..... **248a**  
**聚变能资源** ..... **249e**  
**聚变实验装置** ..... **250b**  
 聚变增殖堆 ..... 267e  
 聚光太阳能电池 ..... 322d  
 聚焦型集热器 ..... 318c  
 军用钷 ..... 12d

## K

开式通道 ..... 86c  
 坎宁安,B. B. (B. B.  
     Cunningham,~1944) ..... 11e  
 科尔德霍尔(Calder Hall A)  
     生产、发电两用石墨  
     气冷堆核电厂 ..... 200d  
 科技基础(核电) ..... 203f  
 可变燃料成本 ..... 225c  
 可及资源(地热) ..... 31a  
 可靠性准则 ..... 8e  
 可靠资源 ..... 227c  
 可裂变核素 ..... 265f  
 可燃毒物组件 ..... 254e,354b  
**可行性研究** ..... **251a**  
 可转换核素 ..... 219c  
 克拉普罗特,M. H. (Martin  
     Heinrich Klaproth,  
     1743—1817) ..... 371d

克劳德,G. (G. Claude,  
     ~1930) ..... 156b  
 克雷·马尔维尔快堆  
     核电厂 ..... 259d  
 空间太阳能电池 ..... 322e  
 空泡份额 ..... 264c  
 空泡系数 ..... 96d  
 空气洗涤器 ..... 6d  
**控制棒** ..... **252c,58c**  
 控制棒插入深度限制 ..... 43c  
 控制棒驱动回路 ..... 356a  
**控制棒驱动机构** ..... **252f**  
 控制棒弹出事故 ..... 301f  
 控制棒位置检测装置 ..... 254b  
**控制棒位置指示** ..... **254a**  
 控制材料 ..... 63c  
 控制毒物的价值 ..... 94e  
 控制区 ..... 170e  
**控制组件** ..... **254c**  
 快堆反射层组件 ..... 258a  
 快堆控制棒和安全棒组件 ..... 258a  
 快堆屏蔽层组件 ..... 258a  
 快堆燃料组件 ..... 257c  
 快中子 ..... 400e  
 快中子堆 ..... 58b  
**快中子增殖堆核电厂** ..... **255c**  
**快中子增殖堆燃料组件**  
     制造 ..... **260c**

## L

**垃圾焚烧电站** ..... **262a**  
 朗斯潮汐电站 ..... 19d,155f  
 劳逊,J. D. (J. D. Lawson,  
     ~1957) ..... 247f  
 冷却剂 ..... 58a  
 冷却剂材料 ..... 63a  
 冷态功能试验 ..... 330a  
 冷态启动 ..... 197c  
 冷停闭 ..... 198c  
 锂 ..... 249f  
 立式U形管蒸汽发生器 ..... 388f  
 立式直管蒸汽发生器 ..... 388f  
 立轴风力机 ..... 116e

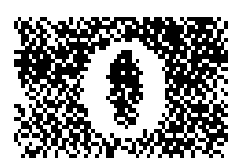
沥青固化(固体废物) ..... 149a  
 粒子测量 ..... 26f  
 粒子注量 ..... 134b  
 粒子注量率 ..... 134b  
 联邦环境、自然保护和反  
     应堆安全部(德国) ..... 337e  
 联锁电路 ..... 62e  
**链式反应** ..... **263b**  
**两相流** ..... **263d**  
 两相摩擦压降倍率 ..... 271b  
 裂变产物 ..... 256a,265a  
**裂变产物毒性** ..... **265a**  
 裂变电离室 ..... 399e  
**裂变反应** ..... **265e**  
 裂变计数管 ..... 400b  
**裂变-聚变混合堆** ..... **267d**  
**裂变能** ..... **268a,266b**  
 裂变气体释放 ..... 291c  
 裂变碎片核 ..... 265f  
**临界安全** ..... **268d**  
 临界尺寸 ..... 73a  
 临界方程 ..... 74c  
 临界计算 ..... 73d  
**临界流** ..... **269b**  
**临界热流密度** ..... **270a**  
 临界系统 ..... 73a  
**临界质量** ..... **270e,73a**  
 零功率反应堆 ..... 91e  
 零功率物理试验 ..... 329c  
 “零固体”水处理 ..... 83c  
 零散分包合同 ..... 150f  
 流出物 ..... 182c  
 流出物监测 ..... 182c  
 流动不稳定性 ..... 75c  
**流动压降** ..... **270f**  
 流通币值模型 ..... 199e  
 硫化镉太阳能电池 ..... 238b  
 六氟化铀制备 ..... 375b  
 龙卷风 ..... 279e  
 卢瑟福(Ernest Rutherford,  
     1871—1937) ..... 236f  
 逻辑列 ..... 62b  
 螺栓拉伸器 ..... 362b



满功率性能试验 ..... 367d  
 满功率验收试验 ..... 368a  
 慢化比 ..... 75f, 398c  
 慢化材料 ..... 63b  
 慢化剂 ..... 58a, 63b  
 慢化剂温度系数 ..... 96a  
 慢化密度 ..... 398c  
 慢化能力 ..... 75f, 398c  
 美国核管理委员会 ..... 335f  
**美国核学会** ..... 272a  
 美国实验增殖堆 1 号  
 (EBR-1) ..... 200b  
 镁诺克斯(MAGNOX)  
 型气冷堆 ..... 307b  
**弥散燃料** ..... 272d, 219f  
 《民用核设施安全监督  
 管理条例》 ..... 394c  
 模化实验理论(反应  
 堆热工) ..... 78f  
 模式堆 ..... 58b  
 木煤气 ..... 273b  
**木煤气电站** ..... 272f



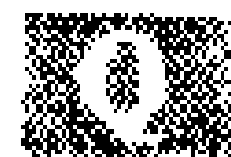
纳维耶—斯托克斯方程 ..... 23c  
 钠池 ..... 257b  
**钠冷快中子增殖堆控制** ..... 275a  
 内热 ..... 29c  
 内照射 ..... 171f, 294a  
 能动安全系统 ..... 341c  
 能动部件 ..... 7f  
 能量注量 ..... 134b  
 能量注量率 ..... 134c  
 能源植物 ..... 304c  
 逆变器 ..... 323e  
 镍基合金 ..... 45d  
 凝结水净化系统 ..... 51b  
 农作物秸秆 ..... 305c  
 浓度差能 ..... 155c  
 浓集因子 ..... 102f  
 浓缩铀 ..... 373a



欧姆加热 ..... 24f  
**欧洲核学会** ..... 276d  
 偶 A 核 ..... 379c  
 偶偶核 ..... 379c

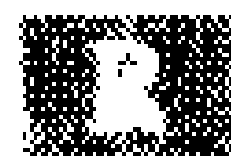


排除函数 ..... 104a  
 旁通电路 ..... 62e  
 泡状流 ..... 263f  
 佩利若, E. M. (Eugene-  
 Melchior Peligot,  
 1811—1890) ..... 371d  
 喷放过程 ..... 40b  
 喷淋泵 ..... 5f  
 喷射泵 ..... 108c  
 硼电离室 ..... 399b  
**硼回收系统** ..... 277a  
 硼浓度控制 ..... 239b  
 硼热再生系统 ..... 239c  
 碰撞密度 ..... 398c  
 铍 ..... 250a  
 偏离泡核沸腾热流密度 ..... 270c  
 平板太阳能电池 ..... 322d  
 平板型集热器 ..... 318c  
 平衡氙毒 ..... 265c  
 平均对数能降 ..... 398c  
 平均寿命 ..... 97d  
 平均贴现成本 ..... 199b  
 平均通道 ..... 86d  
 平均自由程(中子核  
 反应) ..... 396f  
 平面布置 ..... 410f  
 评标 ..... 15b  
 评价模型(事故) ..... 189d  
 屏蔽材料 ..... 63c  
 普雷克斯溶剂萃取流程 ..... 221a



气动球系统 ..... 47f  
**气冷堆控制** ..... 278a  
 气体和气溶胶监测仪表 ..... 133c  
 气体扩散法(铀富集) ..... 373c

气体离心法(铀富集) ..... 373f  
 气体离心机(铀富集) ..... 373f  
**气象** ..... 279c  
 汽轮发电机组甩负荷保护 ..... 61e  
 汽泡脱离点 ..... 264a  
 汽水分离器 ..... 390c  
 汽水分离再热器 ..... 160d, 218b  
 恰宾(Charbin) ..... 319f  
**切尔诺贝利核电厂事故** ..... 280c  
**秦山核电厂** ..... 281c  
 轻水 ..... 72d  
 轻水堆 ..... 58b, 108b  
 氢复合器 ..... 6d  
**氢能发电** ..... 282d  
 氢气复合系统的驱动 ..... 61f  
 清华大学核能技术设计  
 研究院 ..... 206a  
 球床堆芯 ..... 141b  
 球床流动换热 ..... 40a  
 驱动器 ..... 62d  
 驱动束 ..... 248f  
 全尺寸仿真机 ..... 168c  
 全挥发水处理 ..... 83c  
**全流式地热发电系统** ..... 284d  
 全能系统(能源) ..... 350c  
 确定论安全分析 ..... 121d  
 确定论安全评价方法 ..... 188b  
 确定性效应 ..... 294a  
 群参数 ..... 89d



**燃耗** ..... 285a  
 燃耗深度 ..... 285a  
 燃料棒 ..... 289a  
**燃料(棒)包壳材料** ..... 286d  
 燃料厂房吊车 ..... 288e  
 燃料电池 ..... 283a  
 燃料计算 ..... 285b  
 燃料可靠性 ..... 383d  
 燃料温度系数 ..... 95f  
 燃料循环 ..... 223b  
 燃料循环后段 ..... 223e  
 燃料循环前段 ..... 223c

燃料元件破损监测 ..... 287b  
燃料元件释热 ..... 34a  
燃料抓取机 ..... 288e  
燃料装卸搬运系统 ..... 288a  
燃料组件 ..... 288f, 58d  
燃料组件辐照性能 ..... 290b  
燃料组件结构材料 ..... 293d  
燃料组件破损检验装置 ..... 288d  
热传导方程 ..... 35e  
热带气旋 ..... 279f  
热导率 ..... 80f  
热反馈效应 ..... 291d  
热能动力系统控制  
    (钠冷快堆) ..... 275d  
热屏蔽 ..... 37c  
热室 ..... 293a  
热水型地热资源 ..... 31c  
热态功能试验 ..... 330a  
热态启动 ..... 198b  
热停闭 ..... 198d  
热通道 ..... 86d  
热通道因子 ..... 86d  
热污染 ..... 172c  
热中子 ..... 400e  
热中子堆 ..... 58b  
热中子通量密度不  
    均匀系数 ..... 74b  
人的辐射效应 ..... 293c  
人工放射性 ..... 96f  
人工易裂变核素 ..... 255d  
人机工程 ..... 297b  
人均剂量当量 ..... 135e  
人口密度 ..... 296a  
人因工程 ..... 297a  
日本原子能安全局 ..... 337a  
日本原子能安全委员会 ..... 337a  
容积控制 ..... 238f  
冗余性准则 ..... 8a



三里岛核电厂事故 ..... 298a  
砂堆过滤器 ..... 4d  
“砂漏状”变形 ..... 292c

闪蒸地热发电系统 ..... 298f  
闪蒸压力 ..... 299d  
上海第一机床厂 ..... 282c  
上海电机厂 ..... 282c  
上海锅炉厂 ..... 282c  
上海核工程研究设  
    计院 ..... 205d, 282b  
上汽轮机厂 ..... 282c  
上海市工程设计院 ..... 282b  
设备冷却水系统 ..... 299f  
设计和施工行业(核电) ..... 202d  
设计基准事故 ..... 300b  
设计基准事件 ..... 187f, 300c  
设计控制 ..... 393c  
设计文件 ..... 146f  
砷化镓太阳能电池 ..... 237f  
深部个人剂量当量 ..... 136a  
升速器 ..... 118a  
生产堆 ..... 58b  
生物半排期 ..... 104a  
生物质发电系统 ..... 303c  
生物质能 ..... 304a, 347f  
生物质能资源 ..... 304d  
剩余反应性 ..... 94c  
剩余功率 ..... 45f  
剩余裂变发热 ..... 45f  
失水事故堆芯冷却 ..... 379a  
施工 ..... 306a  
施工图设计 ..... 146f  
施米特, G. C. (Gerhard C.  
    Schmidt, 1865—1949) ... 333b  
施特拉斯曼, F. (Fritz  
    Strassmann,  
    1902— ) ..... 236f, 371d  
湿式贮存 ..... 55f  
石墨 ..... 44b  
石墨气冷堆核电厂 ..... 307a  
石墨气冷堆燃料元件制造 ... 308b  
石墨水冷堆堆芯参数监察 ... 313a  
石墨水冷堆功率调节系统 ... 312e  
石墨水冷堆核电厂 ..... 309b  
石墨水冷堆径向功率  
    分布监控 ..... 312f

石墨水冷堆控制 ..... 312d  
石墨水冷堆事故降功率  
    系统 ..... 312f  
石墨水冷堆轴向功率分  
    布监控 ..... 312f  
实践的正当性(辐射防护) ... 125d  
实体分隔 ..... 8e  
食入应急计划区 ..... 235a  
世界核电营运者协会 ..... 313b  
世界上第一座核反  
    应堆 ..... 200c, 219a, 247c  
世界铀资源 ..... 227e  
事故工况 ..... 381c  
事故后监测系统 ..... 93f  
事故监测 ..... 130d  
事故排放 ..... 182e  
事件报告制度 ..... 176c, 197b  
试验电路 ..... 62d  
收缩斜坡聚焦波道式装置  
    (波浪能利用) ..... 11c  
首炉核燃料费 ..... 225e  
输运过程(中子) ..... 89e  
竖向布置 ..... 411e  
衰变常数 ..... 97c  
衰变热 ..... 46a  
双层安全壳 ..... 4a  
双循环地热发电系统 ..... 313d  
水的放射化学 ..... 82d  
水的辐射化学 ..... 82c  
水冷堆燃料组件制造 ..... 314c  
水泥固化(固体废物) ..... 148f  
水平轴风力机 ..... 116e  
水文 ..... 316b  
水下倾翻机 ..... 288d  
水下运输通道 ..... 288d  
水质检测 ..... 195a  
水质控制 ..... 239a  
水质指标 ..... 81f  
顺序(联锁开关)控制  
    (KIC) ..... 173f  
瞬发中子 ..... 267b  
四氟化铀制备 ..... 375a  
四因子公式 ..... 73c

苏联第一座核电厂 ..... 200b

苏州热工研究所 ..... 206b

塑料固化(固体废物) ..... 149b

随机性效应 ..... 295c

随机性效应概率系数 ..... 295c

随机噪声 ..... 385b



塔式太阳能发电 ..... 243e

塔式太阳热发电站 ..... 319d

太阳常数 ..... 327c

太阳池 ..... 317b

太阳池发电装置 ..... 317a

太阳级硅 ..... 49d

太阳能 ..... 317f, 345e

太阳能电池 ..... 319f

太阳能电池发电系统 ..... 323a

太阳能电池方阵 ..... 323c

太阳能光电池 ..... 346c

太阳能光发电 ..... 324a

太阳能空间电站 ..... 325a

太阳能热发电 ..... 326c, 346e

太阳能热水器 ..... 346f

太阳能资源 ..... 327c

弹性散射 ..... 401a

弹状流 ..... 263f

碳化铀 ..... 328b

陶瓷燃料 ..... 219d

特殊监测 ..... 147d

提升功率试验 ..... 331c

替代能源 ..... 346b

天然放射性 ..... 96f

天然铀堆 ..... 58c

调节特性(压水堆) ..... 355a

调试 ..... 328e

停堆冷却系统 ..... 378b, 382d

停堆深度 ..... 94e

停工待检点 ..... 306d

通量展平 ..... 74c

同位素 ..... 333a

同质结太阳能电池 ..... 322c

同质异能素 ..... 97c, 236d

涂敷颗粒燃料 ..... 140f

涂硼正比计数管 ..... 400b

钍 ..... 333b

钍-铀燃料循环 ..... 223c

湍流 ..... 23b

推测资源 ..... 227d

托卡马克聚变实验装置 ..... 333d



外国核安全法规 ..... 335a

外国核安全管理机构 ..... 335f

外热 ..... 29c

外照射 ..... 171f, 293f

晚期效应 ..... 294f

微波吸收、干涉法(等离子体诊断) ..... 26e

微观不稳定性(等离子体) ... 24c

微观截面(中子核反应) ..... 396d

微型电离室 ..... 47b

维修 ..... 338b

维修程序 ..... 338f

维修规程 ..... 338f

未能停堆的预期运行瞬变... 303b

温度系数 ..... 95e

文件控制 ..... 393c

稳态特性曲线(蒸汽发生器) ..... 391d

稳压器 ..... 339a

稳压器水位控制 ..... 360a

涡轮流量计 ..... 194d

卧式U形管蒸汽发生器 ... 388f

无限增殖系数 ..... 73b

无延性转变温度 ..... 340d

无组织排放 ..... 182f

物项控制 ..... 393c

雾状流 ..... 264a



西博格, G. T. (Glenn Theodore Seaborg, 1912— ) ..... 11e

吸收剂量 ..... 134d

希平港 (Shipping port) 压水堆核电厂 ..... 200c

硒铜太阳能电池 ..... 238b

稀有事故 ..... 187a

先锋电机厂 ..... 282c

先进非能动压水堆 (AP600)核电系统 ..... 359a

先进核电厂 ..... 341a

先进型压水堆 AP-600 ..... 4f

先驱核 ..... 267c

氙致功率振荡 ..... 265d

限制功能 ..... 43c

项目管理 ..... 343d

相关组件 ..... 254d

相似准则 ..... 78f

肖特基结太阳能电池 ..... 322c

小破口失水事故 ..... 302f

卸压阀 ..... 370c

卸压箱 ..... 370e

芯内裂变室 ..... 46c

新能源 ..... 345c

新能源联合发电系统 ..... 350a

新燃料贮存架 ..... 351d

新型压水堆核电系统 ..... 359a

薪柴 ..... 304c

薪柴电站 ..... 351e

信号通道 ..... 62a

修改(维修) ..... 338d

蓄电池储能 ..... 115c

循环倍率 ..... 390f

训练仿真机 ..... 168c



压力管式堆 ..... 58b

压力管式重水堆本体结构 ..... 352a

压力容器式堆 ..... 58b

压水堆 ..... 58b

压水堆本体 ..... 353d

压水堆功率调节系统 ..... 354f

压水堆核电厂 ..... 357b

压水堆控制 ..... 359c

压水堆压力容器 ..... 361d

压水堆一次冷却剂泵 ..... 362d

压水堆蒸汽发生器传热管材料 ..... 364d

压缩打包(固体废物) ..... 149c  
压缩加热 ..... 25b  
压缩空气储能 ..... 115d  
烟羽应急计划区 ..... 235a  
**严重事故** ..... **366a**  
岩浆型地热资源 ..... 31d  
研究堆 ..... 58b  
演进型先进核电厂 ..... 341b  
**验收** ..... **367c**  
验收试验 ..... 331d  
**羊八井地热电站** ..... **368b**  
叶绿素电池 ..... 324c  
液态金属冷却快中子堆 ..... 58c  
液态金属钠 ..... 72e  
液体核燃料 ..... 219a  
液体中子吸收剂控制 ..... 71d  
一次冷却剂 ..... 369d  
**一次冷却剂系统** ..... **369d**  
**一回路** ..... **370b, 357d, 369d**  
一回路流量测量 ..... 194c  
一回路硼浓度测量 ..... 194f  
一回路系统压力控制 ..... 359c  
**一回路卸压设备** ..... **370b**  
一回路压力测量 ..... 194b  
宜宾核燃料厂 ..... 282c  
乙醇燃料 ..... 348c  
异常工况 ..... 381a  
异质结太阳能电池 ..... 322c  
抑压水池 ..... 109b  
役前检查 ..... 229d  
易裂变核素 ..... 219b, 265f  
意大利国家核能和替代  
能委员会核安全及健  
康保护局 ..... 337c  
应急柴油发电机组 ..... 167a  
应急堆芯冷却驱动系统 ..... 61c  
应急堆芯冷却系统 ..... 9b  
应急干预水平 ..... 234d  
应急给水系统 ..... 138b  
应急计划区 ..... 235a  
**应急控制室** ..... **370f**  
应急状态 ..... 235b  
应力腐蚀开裂 ..... 292d

英国健康与安全委员会和  
执行局 ..... 338a  
营运单位 ..... 174c  
**铀** ..... **371c**  
**铀钚混合陶瓷燃料** ..... **372d**  
铀钚混合氧化物燃料 ..... 372d  
铀-钚燃料循环 ..... 223c  
**铀的富集** ..... **372f**  
**铀的化学转换** ..... **374f**  
铀的精制 ..... 376c  
铀的提取 ..... 375d  
**铀的提取和精制** ..... **375c**  
铀(钍)地球化学 ..... 376f  
铀(钍)矿床学 ..... 377a  
**铀矿地质** ..... **376d**  
**铀矿石开采** ..... **377d**  
铀矿物学 ..... 376f  
铀矿找矿勘探 ..... 377a  
**铀钍混合陶瓷燃料** ..... **378a**  
有机半导体太阳能电池 ..... 322e  
有效剂量当量 ..... 135b  
有效增殖系数 ..... 73c  
有用资源(地热) ..... 31a  
有组织排放 ..... 182e  
**余热排出系统** ..... **378b**  
预防性维修 ..... 338c  
预期瞬态未紧急停堆  
(ATWS)保护系统 ..... 84c  
预期运行事件 ..... 187a, 381a  
预运行试验 ..... 329f  
**原子核** ..... **379b**  
原子核衰变 ..... 96f  
原子激光法(铀富集) ..... 374b  
原子能 ..... 207b  
**原子能法** ..... **379f**  
源量程 ..... 206f  
**运行工况** ..... **380c**  
**运行规程** ..... **381d**  
**运行特点** ..... **382a**  
运行限值(反应堆) ..... 66f  
运行限制 ..... 43d  
**运行性能指标** ..... **383a**  
**运行组织与人员培训** ..... **384a**



再生层组件 ..... 257e  
再循环泵 ..... 108c  
再淹没过程 ..... 40d  
早期效应 ..... 294f  
**噪声诊断系统** ..... **385a**  
增殖比 ..... 255d, 409a  
增殖堆 ..... 409a  
增殖系数 ..... 73b  
栅板联箱 ..... 257b  
沼气 ..... 304b, 348a  
**沼气电站** ..... **386c**  
沼气发电机组 ..... 386f  
照射量 ..... 134e  
照射量率 ..... 134f  
**蒸汽发生器** ..... **388d**  
蒸汽发生器保护 ..... 61d  
蒸汽发生器传热管破裂  
事故 ..... 302b  
**蒸汽发生器传热管破损**  
**监测** ..... **391c**  
蒸汽发生器给水调节 ..... 360d  
蒸汽发生器排污处理系统 ..... 51c  
蒸汽发生器排污水处理  
系统 ..... 390e  
蒸汽发生器水位控制 ..... 360c  
蒸汽干燥器 ..... 390c  
蒸汽和动力转换系统 ..... 50b  
蒸汽和给水管道隔离 ..... 61e  
蒸汽排放控制 ..... 360f  
蒸汽旁路排放控制 ..... 361a  
蒸汽旁路排放系统 ..... 51a, 357f  
蒸汽品质检测 ..... 195a  
蒸汽型地热资源 ..... 31c  
整定值确定回路 ..... 355e  
整体效应实验(反应堆  
热工) ..... 78b  
正比计数管 ..... 399b  
正常工况 ..... 380c  
正常运行限值和条件  
(反应堆) ..... 67a  
正分析树技术 ..... 122b

直接数字控制(DDC) .....	173d	中子泄漏法(反应性控制) ...	95c	状态限制 .....	43d
制造工业(核电) .....	203a	<b>中子与物质的相互作用 .....</b>	<b>400d</b>	咨询行业(核电) .....	203d
<b>质量保证 .....</b>	<b>392b</b>	<b>中子源 .....</b>	<b>401d</b>	自持链式反应 .....	263b
质量保证大纲 .....	393b	中子源组件 .....	254f,354b	自发裂变 .....	97c
质量控制 .....	345b	重结构效应 .....	291d	自给能中子探测器 .....	47c
质量亏损 .....	246a	重水 .....	72d	<b>总平面布置 .....</b>	<b>409d</b>
质能联系定律 .....	245f	重水堆 .....	58b,401f	<b>纵深防御原则 .....</b>	<b>412a</b>
滞留分数 .....	103d	重水堆反应性控制 .....	404d	阻力塞组件 .....	254f,354b
中国风能资源 .....	120c	重水堆功率调节 .....	404d	最终处置期 .....	191c
中国辐射防护研究院 .....	206a	<b>重水堆核电厂 .....</b>	<b>401f</b>		
<b>中国核安全法规 .....</b>	<b>393f</b>	<b>重水堆控制 .....</b>	<b>404b</b>		
<b>中国核安全管理机构 .....</b>	<b>395b</b>	重水堆中子通量密度展平		1E 级 .....	162a
中国核动力研究设计院 .....	205b	控制 .....	405a	AP600(Advanced Passive)	
中国核信息中心 .....	152b	<b>重要厂用水系统 .....</b>	<b>405b</b>	非能动安全压水堆	
<b>中国核学会 .....</b>	<b>396b</b>	周围剂量当量 .....	135e	核电厂 .....	341f
中国原子能科学研究院 .....	205f	轴向功率分布调节 .....	356d	BF <sub>3</sub> 正比计数管 .....	400a
中间介质法(地热能利用)...	313d	主泵 .....	357e,362d,369e	CANDU 型重水堆 .....	402a
中间冷却系统 .....	405c	主管道 .....	369e	ICRU .....	133f
中间量程 .....	207a	<b>主管道材料 .....</b>	<b>405e</b>	Incoloy-800 .....	364e
中能中子 .....	400e	主管道过渡段 .....	370a	Inconel-600 .....	364e
中能中子堆 .....	58b	主管道冷段 .....	370a	Inconel-690 .....	364e
中性束注入加热 .....	25a	主管道热段 .....	369f	MOX 燃料 .....	372d
中子 .....	400d	主给水管道的破裂事故 .....	301e	pH 控制剂 .....	82b
中子的空间分布方程 .....	89e	主控制回路 .....	355d	PIUS 600 固有安全核	
中子的能量变量分		<b>主控制室 .....</b>	<b>406b</b>	电厂 .....	342e
群法 .....	89d	主热交换器 .....	388d	TM1 2 事故 .....	298a
<b>中子核反应截面 .....</b>	<b>396d</b>	主系统 .....	357d,369d	UO <sub>2</sub> 燃料芯块制造 .....	52d
<b>中子扩散 .....</b>	<b>397a</b>	主蒸汽管道破裂事故 .....	301c	X 射线测量 .....	26f
中子扩散方程 .....	90a,397c	贮存水池 .....	55f	$\alpha$ 衰变 .....	97a
中子流密度 .....	397b	柱床堆芯 .....	141d	$\beta$ 衰变 .....	97a
<b>中子慢化 .....</b>	<b>398a</b>	<b>专设安全设施 .....</b>	<b>407f</b>	$\gamma$ 射线补偿电离室 .....	399c
中子输运方程 .....	89f	<b>专设安全设施驱动系统 .....</b>	<b>408b</b>	$\gamma$ 衰变 .....	97b
中子数密度 .....	397a	转换 .....	409a	$\gamma$ 跃迁 .....	97b
<b>中子探测器 .....</b>	<b>398f</b>	<b>转换比 .....</b>	<b>409a,255d</b>	PEMK-1000 型石墨管道	
中子通量密度 .....	397a	转移模式 .....	102f	式沸水反应堆 .....	280c
中子吸收材料 .....	71b	转移因子 .....	102e	PEMK-1000 型石墨水冷	
中子吸收法(反应性控制) ...	95b	装卸料机 .....	288d	堆核电机组 .....	309f

# 附录

## 世界核电厂一览表

(截至 1992 年 12 月 31 日在运行、建造、计划中的电功率大于 30 MW 的核电厂)

国家或地区	净功率 (MW)	堆型	临界和商运日期		反应堆供应商	汽轮发电机组供应商
			临界	商运		
<b>阿根廷</b>						
阿图查 1(Atucha 1)	335	PHWR	1974. 1	1974. 6	Siemens	KWU
阿图查 2	692	PHWR	1995. 11	1996. 6	KWU	KWU
恩巴尔斯(Embalse)	600	PHWR	1983. 3	1984. 1	AECL	Ansaldo
<b>比利时</b>						
多伊尔 1(Doel 1)	392	PWR	1974. 7	1975. 2	ACECOWEN	COP/Tosi/ACEC
多伊尔 2	392	PWR	1975. 8	1975. 12	ACECOWEN	COP/Tosi/ACEC
多伊尔 3	900	PWR	1982. 6	1982. 10	FRAMACECO	Alsthom/ACEC
多伊尔 4	1010	PWR	1985. 3	1985. 7	ACECOWEN	BBC/CEM
蒂昂热 1(Tihange 1)	870	PWR	1975. 2	1975. 10	FRAMACECO	Alsthom/ACEC
蒂昂热 2	900	PWR	1982. 10	1983. 3	FRAMACECO	Alsthom/ACEC
蒂昂热 3	1020	PWR	1985. 6	1985. 9	ACECOWEN	CEM/ACEC
<b>巴西</b>						
安格拉 1(Angra 1)	625	PWR	1982. 3	1985. 1	W	W
安格拉 2	1229	PWR	未定	未定	KWU	KWU
安格拉 3	1229	PWR	未定	未定	KWU	KWU
<b>保加利亚</b>						
科兹洛杜伊 1(Kozloduy 1)	405	PWR	1974. 6	1974. 12	AEE	—
科兹洛杜伊 2	405	PWR	1975. 8	1975. 12	AEE	—
科兹洛杜伊 3	405	PWR	1980. 12	1981. 1	AEE	—
科兹洛杜伊 4	405	PWR	1982. 4	1982. 8	AEE	—
科兹洛杜伊 5	953	PWR	1987. 11	1988. 9	AEE	—
科兹洛杜伊 6	953	PWR	1991. 6	1992. 2	AEE	—
<b>加拿大</b>						
莱普罗角(Point Lepreau)	640	PHWR	1982. 7	1983. 2	AECL	NEI-P
皮克林 1(Pickering)	515	PHWR	1971. 2	1971. 7	AECL	NEI-P
皮克林 2	515	PHWR	1971. 9	1971. 12	AECL	NEI-P
皮克林 3	515	PHWR	1972. 4	1972. 6	AECL	NEI-P
皮克林 4	515	PHWR	1973. 5	1973. 6	AECL	NEI-P
皮克林 5	516	PHWR	1982. 10	1983. 5	AECL	NEI-P
皮克林 6	516	PHWR	1983. 10	1984. 2	AECL	NEI-P
皮克林 7	516	PHWR	1984. 10	1985. 1	AECL	NEI-P
皮克林 8	516	PHWR	1985. 12	1986. 2	AECL	NEI-P



续表

国家/地区	装机容量 (MW)	堆型	开工日期	并网日期	燃料	供应商
布鲁斯 1(Bruce 1)	769	PHWR	1976.12	1977.9	AECL	NEI-P
布鲁斯 2	769	PHWR	1976.7	1977.9	AECL	NEI-P
布鲁斯 3	769	PHWR	1977.11	1978.2	AECL	NEI-P
布鲁斯 4	769	PHWR	1978.12	1979.1	AECL	NEI-P
布鲁斯 5	860	PHWR	1984.11	1985.3	AECL	GE Can
布鲁斯 6	860	PHWR	1984.5	1984.9	AECL	GE Can
布鲁斯 7	860	PHWR	1986.1	1986.4	AECL	GE Can
布鲁斯 8	860	PHWR	1987.2	1987.5	AECL	GE Can
达林顿 1(Darlington 1)	881	PHWR	1990.10	1992.11	AECL	ABB
达林顿 2	881	PHWR	1989.11	1990.10	AECL	ABB
达林顿 3	881	PHWR	1992.11	1993.2	AECL	ABB
达林顿 4	881	PHWR	1993.2	1993.7	AECL	ABB
根蒂莱 2(Gentilly 2)	638	PHWR	1982.9	1983.10	AECL	GE
中国						
秦山 1(Qinshan 1)	300	PWR	1991.10	1994.4	CNNC	SEC
大亚湾 1(Daya Bay 1)	900	PWR	1993.6	1994.2	Fra	GEC
大亚湾 2	900	PWR	1993.12	1994.5	Fra	GEC
秦山 2	600	PWR	—	2002	CNNC	CNNC
秦山 3	600	PWR	—	2003	CNNC	CNNC
大亚湾 3	1000	PWR	—	2003	Fra	
大亚湾 4	1000	PWR	—	2004	Fra	
辽宁 1(Liaoning 1)	1000	PWR	—	2004	AEE	AEE
辽宁 2	1000	PWR	—	2005	AEE	AEE
中国台湾省						
金山 1(Chinshan 1)	604	BWR	1977.10	1978.12	GE	W
金山 2	604	BWR	1978.11	1979.7	GE	W
国圣 1(Kuosheng 1)	948	BWR	1981.2	1981.12	GE	W
国圣 2	948	BWR	1982.3	1983.3	GE	W
马鞍山 1(Maanshan 1)	890	PWR	1984.3	1984.7	W	GE
马鞍山 2	890	PWR	1985.2	1985.5	W	GE
古巴						
胡拉瓜 1(Juragua 1)	417	PWR	1993	1995	AEE	AEE
胡拉瓜 2	417	PWR	1995	1997	AEE	AEE
捷克共和国						
杜库凡尼 1(Dukovany 1)	408	PWR	1985.2	1985.8	Skoda	Skoda
杜库凡尼 2	408	PWR	1986.1	1986.9	Skoda	Skoda
杜库凡尼 3	408	PWR	1986.10	1987.5	Skoda	Skoda
杜库凡尼 4	408	PWR	1987.6	1987.12	Skoda	Skoda
泰梅林 1(Temelin 1)	890	PWR	1995	1995	Skoda	Skoda
泰梅林 2	890	PWR	1997	1997	Skoda	Skoda
芬兰						

续表

国家或地区	装机容量 (MW)	堆型	开工日期	并网日期	设计单位	建造单位
洛维萨 1(Loviisa 1)	445	PWR	1977.1	1977.5	AEE	AEE
洛维萨 2	445	PWR	1980.10	1981.1	AEE	AEE
TVO-1	710	BWR	1979.7	1979.10	AA	SL
TVO-2	710	BWR	1979.10	1982.7	AA	SL
法国						
凤凰(Phenix)	233	LMFBR	1973.8	1974.7	CEA/EdF/ GAAA	CEM
超凤凰(又称 Creys - Malville)	1200	LMFBR	1985.9	未定	Novatome/ NIRA	Ansaldo
希农 B1(Chinon B1)	905	PWR	1982.10	1984.2	Fra	Alsthom
希农 B2	870	PWR	1983.9	1984.8	Fra	Alsthom
希农 B3	905	PWR	1986.9	1987.3	Fra	Alsthom
希农 B4	905	PWR	1987.10	1988.4	Fra	Alsthom
圣洛朗 B1 (Saint - Laurent B1)	880	PWR	1981.1	1983.8	Fra	Alsthom
圣洛朗 B2	880	PWR	1981.5	1983.8	Fra	Alsthom
布热 1(Bugey 1)	540	GCR	1972.3	1972.7	多家	Rateau/J - S
布热 2	920	PWR	1978.4	1979.3	Fra	Alsthom
布热 3	920	PWR	1978.8	1979.3	Fra	Alsthom
布热 4	900	PWR	1979.2	1979.7	Fra	Alsthom
布热 5	900	PWR	1979.7	1980.1	Fra	Alsthom
费森海姆 1(Fessenheim 1)	880	PWR	1977.3	1977.12	Fra	Alsthom
费森海姆 2	880	PWR	1977.6	1978.3	Fra	Alsthom
当皮埃尔 1(Dampierre 1)	890	PWR	1980.3	1980.9	Fra	Alsthom
当皮埃尔 2	890	PWR	1980.12	1981.2	Fra	Alsthom
当皮埃尔 3	890	PWR	1981.1	1981.5	Fra	Alsthom
当皮埃尔 4	890	PWR	1981.8	1981.11	Fra	Alsthom
格拉夫林 B1(Gravelines B1)	910	PWR	1980.2	1980.12	Fra	Alsthom
格拉夫林 B2	910	PWR	1980.8	1980.12	Fra	Alsthom
格拉夫林 B3	910	PWR	1980.11	1981.6	Fra	Alsthom
格拉夫林 B4	910	PWR	1981.5	1981.10	Fra	Alsthom
格拉夫林 C5	910	PWR	1984.8	1985.1	Fra	Alsthom
格拉夫林 C6	910	PWR	1985.7	1985.10	Fra	Alsthom
特里卡斯坦 1(Tricastin 1)	915	PWR	1980.2	1980.12	Fra	Alsthom
特里卡斯坦 2	915	PWR	1980.7	1980.12	Fra	Alsthom
特里卡斯坦 3	915	PWR	1980.11	1981.5	Fra	Alsthom
特里卡斯坦 4	915	PWR	1981.5	1981.11	Fra	Alsthom
布莱耶 1(Blayais 1)	910	PWR	1981.5	1981.12	Fra	Alsthom
布莱耶 2	910	PWR	1982.6	1983.2	Fra	Alsthom
布莱耶 3	910	PWR	1983.7	1983.11	Fra	Alsthom
布莱耶 4	910	PWR	1983.5	1983.10	Fra	Alsthom

续表

帕吕埃尔 1(Paluel 1)	1330	PWR	1984.5	1985.12	Fra	Alsthom
帕吕埃尔 2	1330	PWR	1984.8	1985.12	Fra	Alsthom
帕吕埃尔 3	1330	PWR	1985.8	1986.2	Fra	Alsthom
帕吕埃尔 4	1330	PWR	1986.3	1986.6	Fra	Alsthom
克律亚斯 1(Cruas 1)	880	PWR	1983.4	1984.4	Fra	Alsthom
克律亚斯 2	915	PWR	1984.8	1985.4	Fra	Alsthom
克律亚斯 3	915	PWR	1984.4	1984.9	Fra	Alsthom
克律亚斯 4	880	PWR	1984.10	1985.2	Fra	Alsthom
圣阿尔邦 1(Saint-Alban 1)	1335	PWR	1985.8	1986.5	Fra	Alsthom
圣阿尔邦 2	1335	PWR	1986.6	1987.3	Fra	Alsthom
弗拉芒维尔 1(Flamanville 1)	1330	PWR	1985.9	1986.12	Fra	Alsthom
弗拉芒维尔 2	1330	PWR	1986.6	1987.3	Fra	Alsthom
卡特农 1(Cattenom 1)	1300	PWR	1986.10	1987.4	Fra	Alsthom
卡特农 2	1300	PWR	1987.8	1988.2	Fra	Alsthom
卡特农 3	1300	PWR	1990.2	1991.2	Fra	Alsthom
卡特农 4	1300	PWR	1991.5	1992.1	Fra	Alsthom
贝尔维尔 1(Belleville 1)	1310	PWR	1987.9	1988.6	Fra	Alsthom
贝尔维尔 2	1310	PWR	1988.5	1989.1	Fra	Alsthom
诺让塞纳河畔 1(Nogents/Seine 1)	1310	PWR	1987.9	1988.2	Fra	Alsthom
诺让塞纳河畔 2	1310	PWR	1988.10	1989.5	Fra	Alsthom
彭里 1(Penly 1)	1330	PWR	1990.4	1990.12	Fra	Alsthom
彭里 2	1330	PWR	1992.1	1992.11	Fra	Alsthom
戈尔费什 1(Golfech 1)	1310	PWR	1990.4	1991.2	Fra	Alsthom
戈尔费什 2	1310	PWR	1992.12	1993.7	Fra	Alsthom
舒兹 B1(Chooz B1)	1455	PWR	1995.10	1996.2	Fra	Alsthom
舒兹 B2	1455	PWR	1996.2	1996.7	Fra	Alsthom
西沃 1(Civaux 1)	1450	PWR	1996.12	1997.4	Fra	Alsthom
西沃 2	1450	PWR	1998.7	1998.11	Fra	Alsthom
联邦德国						
格拉芬莱因费尔德(Grafenrheinfeld KKG)	1235	PWR	1981.12	1982.6	KWU	KWU
格罗恩德(Grohnde)	1325	PWR	1984.9	1985.2	KWU	KWU
内卡 1(Neckar GKN 1)	790	PWR	1976.5	1976.12	KWU	KWU
内卡 2	1269	PWR	1988.12	1989.5	KWU	KWU
布罗克多夫(Brokdorf)	1307	PWR	1986.10	1986.12	KWU	KWU
布龙斯比特尔(Brunsbüttel KKB)	771	BWR	1976.6	1977.2	KWU	KWU
伊萨尔 1(Isar 1 KKI)	870	BWR	1977.11	1979.3	KWU	KWU
伊萨尔 2(Isar 2)	1285	PWR	1988.1	1988.4	KWU	KWU
克鲁姆梅尔(Kruemmel)	1260	BWR	1983.9	1984.3	KWU	KWU

续表

国家或地区	净功率 (MW)	堆型	临界和商运日期		反应堆供应商	汽轮发电机组供应商
			临 界	商 运		
埃姆斯兰(Emsland KKE)	1270	PWR	1988.4	1988.7	KWU	KWU
奥布利希海姆(Obrigheim KWO)	340	PWR	1968.9	1969.3	Siemens	Siemens
菲利普斯堡 1(Philippsburg 1)	864	BWR	1979.3	1980.2	KWU	KWU
菲利普斯堡 2	1324	PWR	1984.12	1985.4	KWU	KWU
贡德雷明根 B(Gundremmingen B)	1240	BWR	1984.3	1984.7	KWU	KWU
贡德雷明根 C	1248	BWR	1984.10	1985.1	KWU	KWU
施塔德(Stade KKS)	640	PWR	1972.1	1972.5	Siemens	KWU
下威悉河(Unterweser KKW)	1230	PWR	1978.9	1979.9	KWU	KWU
维尔加森 KWW(Wuergassen KWW)	640	BWR	1971.10	1975.11	AEG	AEG/KWU
比布利斯 A(Biblis A)	1146	PWR	1974.7	1975.2	Siemens	KWU
比布利斯 B	1240	PWR	1976.3	1977.1	Siemens	KWU
米尔海姆-卡尔利希(Muelheim-Kaerlich)	1219	PWR	1986.3	1987.10	BBR	ABB
<b>匈牙利</b>						
波克什 1(Paks 1)	408	PWR	1982.12	1983.8	AEE/Skoda	AEE/GVM
波克什 2	408	PWR	1984.8	1984.11	AEE/Skoda	AEE/GVM
波克什 3	408	PWR	1986.9	1986.12	AEE/Skoda	AEE/GVM
波克什 4	408	PWR	1987.8	1987.11	AEE/Skoda	AEE/GVM
<b>印度</b>						
塔拉普尔 1(Tarapur 1)	160	BWR	1969.2	1969.10	GE	GE
塔拉普尔 2	160	BWR	1969.2	1969.10	GE	GE
塔拉普尔 3	470	PHWR	2000.2	2000.8	NPC	BHEL
塔拉普尔 4	470	PHWR	2000.11	2001.5	NPC	BHEL
拉贾斯坦 1(Rajasthan RAPS 1)	207	PHWR	1972.8	1973.12	AECL/DAE	EEC
拉贾斯坦 2	207	PHWR	1980.10	1981.4	AECL/DAE	EEC
拉贾斯坦 3	220	PHWR	1996.11	1997.5	NPC	BHEL
拉贾斯坦 4	220	PHWR	1997.5	1997.11	NPC	BHEL
马德拉斯 1(Madras MAPS 1)	220	PHWR	1983.7	1984.1	DAE	BHEL
马德拉斯 2	220	PHWR	1985.8	1986.3	DAE	BHEL
纳罗拉 1(Narora 1)	220	PHWR	1989.3	1991.1	DAE/NPC	BHEL
纳罗拉 2	220	PHWR	1991.10	1992.4	DAE/NPC	BHEL
格格拉帕尔 1(Kakrapar 1)	220	PHWR	1992.9	1993	DAE/NPC	BHEL
格格拉帕尔 2	220	PHWR	1993.12	1994.4	DAE/NPC	BHEL
盖加 1(Kaiga 1)	220	PHWR	1996.6	1996.12	NPC	BHEL
盖加 2	220	PHWR	1996.12	1997.6	NPC	BHEL
<b>日本</b>						
滨冈 1(Hamaoka 1)	515	BWR	1974.6	1976.3	Toshiba	Hitachi
滨冈 2	806	BWR	1978.3	1978.11	Toshiba	Hitachi
滨冈 3	1056	BWR	1986.11	1987.8	Toshiba	Hitachi

续表

国家或地区	净功率 (MW)	堆型	临界和商运日期		反应堆供应商	汽轮发电机组供应商
			临 界	商 运		
滨冈 4	1092	BWR	1992.12	1993.9	Toshiba	Hitachi
岛根 1(Shimane 1)	439	BWR	1973.6	1974.3	Hitachi	Hitachi
岛根 2	790	BWR	1988.5	1989.2	Hitachi	Hitachi
泊 1(Tomari 1)	550	PWR	1988.11	1989.6	MHI	MHI/MEL
泊 2	550	PWR	1990.7	1991.4	MHI	MHI/MEL
志贺 1(Shika 1)	513	BWR	1992.11	1993.7	Hitachi	Hitachi
东海 1(Tokai 1)	159	GCR	1965.5	1966.7	GEC	GEC
东海 2	1080	BWR	1978.1	1978.11	GE	GE
敦贺 1(Tsuruga 1)	341	BWR	1969.10	1970.3	GE	GE
敦贺 2	1115	PWR	1986.5	1987.2	MHI	MHI/MEL
美滨 1(Mihama 1)	320	PWR	1970.7	1970.11	W	MHI/MEL
美滨 2	470	PWR	1972.4	1972.7	MHI	MHI/MEL
美滨 3	780	PWR	1976.1	1976.12	MHI	MHI/MEL
高滨 1(Takahama 1)	780	PWR	1974.3	1974.11	W	MHI/MEL
高滨 2	780	PWR	1974.12	1975.11	MHI	MHI/MEL
高滨 3	830	PWR	1984.4	1985.1	MHI	MHI/MEL
高滨 4	830	PWR	1984.10	1985.6	MHI	MHI/MEL
大饭 1(Oh 1)	1120	PWR	1977.12	1979.3	W	MHI/MEL
大饭 2	1120	PWR	1978.9	1979.12	W	MHI/MEL
大饭 3	1127	PWR	1991.5	1991.12	MHI	MHI/MEL
大饭 4	1127	PWR	1992.6	1993.2	MHI	MHI/MEL
玄海 1(Genkai 1)	529	PWR	1975.1	1975.10	MHI	MHI/MEL
玄海 2	529	PWR	1980.5	1981.3	MHI	MHI/MEL
玄海 3	1127	PWR		1994.3	MHI	MHI/MEL
玄海 4	1127	PWR		1997.7	MHI	MHI/MEL
川内 1(Sendai 1)	846	PWR	1983.8	1984.7	MHI	MHI/MEL
川内 2	846	PWR	1985.3	1985.11	MHI	MHI/MEL
普贤 ATR(Fugen ATR)	148	HWLWR	1978.3	1979.3	Hitachi/MHI/ SHI/Fuji	Toshiba
文殊(Monju)	280	LMFBR	1993	1995	Toshiba/Hitachi MHI/Fuji	Toshiba
伊方 1(Ikata 1)	538	PWR	1977.1	1978.9	MHI	MHI/MEL
伊方 2	538	PWR	1981.7	1982.3	MHI	MHI/MEL
伊方 3	846	PWR	1994.5	1995.3	MHI	MHI/MEL
女川 1(Onagawa 1)	497	BWR	1983.10	1984.6	Toshiba	Toshiba
女川 2	796	BWR	1994.11	1995.7	Toshiba	Toshiba
福岛 1-1(Fukushima Daiichi 1)	439	BWR	1970.10	1971.3	GE	GE
福岛 1-2	760	BWR	1973.5	1974.7	GE	GE
福岛 1-3	760	BWR	1974.9	1976.3	Toshiba	Toshiba
福岛 1-4	760	BWR	1978.1	1978.10	Hitachi	Hitachi

续表

国家或地区	功率 (MW)	堆型	临界和商运日期		反应堆供应商	汽轮发电机组供应商
			临 界	商 运		
福岛 I-5	760	BWR	1977.8	1978.4	Toshiba	Toshiba
福岛 I-6	1067	BWR	1979.3	1979.10	GE	GE
福岛 I-1(Fukushima Daini 1)	1067	BWR	1981.6	1982.4	Toshiba	Toshiba
福岛 I-2	1067	BWR	1983.4	1984.2	Hitachi	Hitachi
福岛 I-3	1067	BWR	1984.10	1985.6	Toshiba	Toshiba
福岛 I-4	1067	BWR	1986.10	1987.8	Hitachi	Hitachi
柏崎·刈羽 1(Kashiwazaki Kariwa 1)	1067	BWR	1984.12	1985.9	Toshiba	Toshiba
柏崎·刈羽 2	1067	BWR	1989.11	1990.9	Toshiba	Toshiba
柏崎·刈羽 3	1067	BWR	1992.10	1993.7	Toshiba	Toshiba
柏崎·刈羽 4	1067	BWR	—	1994.7	Hitachi	Hitachi
柏崎·刈羽 5	1067	BWR	1989.7	1990.4	Hitachi	Hitachi
柏崎·刈羽 6	1315	BWR	—	1996.12	Toshiba/GE	Hitachi/GE
柏崎·刈羽 7	1315	BWR	—	1997.7	Hitachi/GE	Toshiba/GE
<b>哈萨克斯坦</b>						
BN-350(舍甫琴柯)	135	LMFBR	1972.11	1973.7	—	—
<b>韩国</b>						
高丽 1(Kori 1)	556	PWR	1977.6	1978.4	W	GEC
高丽 2	605	PWR	1983.4	1983.7	W	GEC
高丽 3	895	PWR	1985.1	1985.9	W	GEC
高丽 4	895	PWR	1985.10	1986.4	W	GEC
月城 1(Wolsong 1)	629	PHWR	1982.11	1983.4	AECL	NEI-P
月城 2	663	PHWR	1997.3	1997.6	AECL/KHIC	KHIC/GE
桂马 1(Yonggwang 1)	900	PWR	1986.1	1986.8	W	W
桂马 2	900	PWR	1986.10	1987.6	W	W
桂马 3	950	PWR	1994.10	1995.3	KHIC/C-E	KHIC/GE
桂马 4	950	PWR	1995.10	1996.3	KHIC/C-E	KHIC/GE
蔚珍 1(Ulchin 1)	920	PWR	1988.2	1988.9	Fra	Alstom
蔚珍 2	920	PWR	1989.4	1989.9	Fra	Alstom
蔚珍 3	950	PWR	1998.1	1998.6	KHIC/C-E	KHIC/GE
蔚珍 4	950	PWR	1999.1	1999.6	KHIC/C-E	KHIC/GE
<b>立陶宛</b>						
伊格纳林纳 1(Ignalina 1)	1380	LGR	1983.10	1985.5	MTM	Elektrosila
伊格纳林纳 2	1380	LGR	1986.12	1987.8	MTM	Elektrosila
<b>墨西哥</b>						
拉谷纳维尔德 1(Laguna Verde 1)	654	BWR	1988.11	1990.7	GE	Mitsubishi
拉谷纳维尔德 2	654	BWR	--	1994.12	GE	Mitsubishi
<b>荷兰</b>						
多德瓦德(Dodewaard)	55	BWR	1968.6	1969.1	GE/RDM	Stork
鲍塞尔(Borssele)	452	PWR	1973.6	1973.10	KWU/RDM	KWU/Stork

续表

国家或地区	净功率 (MW)	堆型	核岛和商运日期		反应堆供应商	汽轮发电机组供应商
			核 岛	商 运		
<b>巴基斯坦</b>						
坎努普(Kanupp)	125	PHWR	1971.8	1972.10	GE Can	Hitachi
查斯努普(Chasnupp)	300	PWR	1998.9	1999.4	CNNC	SEC
<b>菲律宾</b>						
菲律宾 1(PNPP 1)	620	PWR	—	未定	W	W
<b>罗马尼亚</b>						
切尔纳沃达 1(Cernavoda 1)	620	PHWR	1994	1994	AECL	GE
切尔纳沃达 2	620	PHWR	1996	1996	AECL	GE
切尔纳沃达 3	620	PHWR	1997	1997	FECNE	FUE
切尔纳沃达 4	620	PHWR	1998	1998	FECNE	FUE
切尔纳沃达 5	620	PHWR	1999	1999	FECNE	FUE
<b>俄罗斯</b>						
巴拉科沃 1(Balakovo 1)	950	PWR	1985.12	1986.5	MTM	KTZ
巴拉科沃 2	950	PWR	1987.10	1988.1	MTM	KTZ
巴拉科沃 3	950	PWR	1988.12	1989.4	MTM	KTZ
巴拉科沃 4	950	PWR	—	未定	MTM	KTZ
巴拉科沃 5	950	PWR	—	未定	MTM	KTZ
巴什基尔 1(Bashkir 1)	950	PWR	—	未定	MTM	KTZ
巴什基尔 2	950	PWR	—	未定	MTM	KTZ
别洛雅尔斯基 3(Beloyarskiy 3, BN - 600)	560	LMFBR	1980.2	1981.11	MTM	LMZ
别洛雅尔斯基 4(BN - 800)	750	LMFBR	—	未定	MTM	LMZ
加里宁 1(Kalinin 1)	950	PWR	1984.4	1985.6	MTM	KTZ
加里宁 2	950	PWR	1986.11	1987.3	MTM	KTZ
加里宁 3	950	PWR	—	未定	MTM	LMZ
加里宁 4	950	PWR	—	未定	MTM	LMZ
科拉 1(Kola 1)	411	PWR	1973.6	1973.12	MTM	KTZ
科拉 2	411	PWR	1974.11	1975.2	MTM	KTZ
科拉 3	411	PWR	1981.2	1982.12	MTM	KTZ
科拉 4	411	PWR	1984.10	1984.12	MTM	KTZ
科斯特罗马 1(Kostroma 1)	950	PWR	—	未定	—	—
科斯特罗马 2	950	PWR	—	未定	—	—
库尔斯克 1(Kursk 1)	925	LGR	1976.10	1977.10	MTM	KTZ
库尔斯克 2	925	LGR	1978.12	1979.8	MTM	KTZ
库尔斯克 3	925	LGR	1983.8	1984.3	MTM	KTZ
库尔斯克 4	925	LGR	1985.10	1986.2	MTM	KTZ
库尔斯克 5	925	LGR	—	未定	MTM	KTZ
索斯诺维博尔 1(Sosnovyy Bor 1)	925	LGR	1973.9	1974.11	MTM	KTZ
索斯诺维博尔 2	925	LGR	1975.5	1976.2	MTM	KTZ
索斯诺维博尔 3	925	LGR	1979.9	1980.6	MTM	KTZ

续表

国家或地区	净功率 (MW)	堆型	临界和商运日期		反应堆供应商	汽轮发电机组供应商
			临 界	商 运		
索斯诺维博尔 4	925	LGR	1980.12	1981.8	MTM	KTZ
新沃罗涅日斯基 3(Novovoronezhskiy 3)	385	PWR	1971.12	1972.6	MTM	KTZ
新沃罗涅日斯基 4	385	PWR	1972.12	1973.3	MTM	KTZ
新沃罗涅日斯基 5	950	PWR	1980.4	1981.2	MTM	KTZ
罗斯托夫 1(Rostov 1)	950	PWR		未定	MTM	KTZ
罗斯托夫 2	950	PWR	—	未定	MTM	KTZ
罗斯托夫 3	950	PWR	—	未定		—
罗斯托夫 4	950	PWR	—	未定		—
斯摩棱斯克 1(Smolensk 1)	925	LGR	1982.9	1983.9	MTM	KTZ
斯摩棱斯克 2	925	LGR	1985.4	1985.7	MTM	KTZ
斯摩棱斯克 3	925	LGR	1989.12	1990.1	MTM	KTZ
南乌拉尔斯 1(South Urals 1)	750	LMFBR	—	未定		
南乌拉尔斯 2	750	LMFBR	—	未定		—
<b>斯洛伐克</b>						
博胡尼斯 1(Bohunice 1)	408	PWR	1978.11	1979.4	AEE	AEE
博胡尼斯 2	408	PWR	1980.3	1981.1	AEE	AEE
博胡尼斯 3	408	PWR	1984.8	1985.5	Skoda	Skoda
博胡尼斯 4	408	PWR	1985.8	1986.3	Skoda	Skoda
莫霍夫采 1(Mochovce 1)	412	PWR	1994.9	1994.12	Skoda	Skoda
莫霍夫采 2	412	PWR	1995.6	1995.9	Skoda	Skoda
莫霍夫采 3	420	PWR	1996.6	1996.9	Skoda	Skoda
莫霍夫采 4	420	PWR	1997.1	1997.4	Skoda	Skoda
<b>斯洛文尼亚</b>						
克尔什科(Krsko)	620	PWR	1981.9	1983.1	W	W
<b>南非</b>						
科贝赫 1(Koeberg 1)	920	PWR	1984.3	1984.7	Fra	Alsthom
科贝赫 2	920	PWR	1985.7	1985.11	Fra	Alsthom
<b>西班牙</b>						
阿斯科 1(Asco 1)	898	PWR	1983.6	1983.9	W	W/ENB
阿斯科 2	898	PWR	1985.9	1986.3	W	W/ENB
凡德劳斯 2(Vandellos 2)	1004	PWR	1987.11	1988.3	W	W/ENB
特里略 1(Trillo 1)	997	PWR	1988.5	1988.8	KWU/ENSA	KWU/ENB
特里略 2	997	PWR	—	未定	KWU/ENSA	...
阿尔马拉兹 1(Almaraz 1)	900	PWR	1981.4	1981.10	W	W
阿尔马拉兹 2	900	PWR	1983.9	1984.2	W	W
瓦尔德卡瓦列罗斯 1(Valdecaballeros 1)	975	BWR		未定	GE	GE
瓦尔德卡瓦列罗斯 2	975	BWR		未定	GE	GE
圣玛丽亚-德加罗纳(Santa Maria de Garona)	440	BWR	1970.11	1971.5	GE	GE
科夫伦特斯(Cofrentes)	958	BWR	1984.8	1985.3	GE	GE



续表

国家或地区	净功率 (MW)	堆型	临界和商运日期		反应堆供应商	汽轮发电机组供应商
			临 界	商 运		
勒莫尼兹 1(Lemoniz 1)	900	PWR	—	未定	W	W
勒莫尼兹 2	900	PWR	—	未定	W	W
何塞·卡布雷拉(Jose Ca- brera)	153	PWR	1968.6	1969.2	W	W
雷戈多拉(Regodola)	1000	PWR	—	未定	KWU	KWU
<b>瑞典</b>						
奥斯卡港 1(Oskarshamn 1)	442	BWR	1970.12	1972.2	AA	AA/SL
奥斯卡港 2	605	BWR	1974.3	1975.1	AA	ABB/SL
奥斯卡港 3	1160	BWR	1984.12	1985.8	AA	AA/SL
灵哈尔斯(Ringhals 1)	795	BWR	1973.8	1976.1	AA	EE
灵哈尔斯 2	875	PWR	1974.6	1975.5	W	SL
灵哈尔斯 3	915	PWR	1980.7	1981.9	W	SL
灵哈尔斯 4	915	PWR	1982.5	1983.11	W	SL
福什马克 1(Forsmark 1)	970	BWR	1980.4	1980.12	AA	SL
福什马克 2	970	BWR	1980.11	1981.7	AA	SL
福什马克 3	1155	BWR	1984.10	1985.8	AA	SL
巴舍拜克 1(Barsebaeck 1)	600	BWR	1975.1	1975.7	AA	SL
巴舍拜克 2	600	BWR	1977.2	1977.9	AA	SL
<b>瑞士</b>						
米勒贝格(Muehleberg)	326	BWR	1971.3	1972.11	GETSCO	BBC
戈斯根(Goesgen)	920	PWR	1979.1	1979.11	KWU	KWU
莱布施塔特(Leibstadt)	990	BWR	1984.3	1984.12	GETSCO	BBC
贝兹瑙 1(Beznau 1)	350	PWR	1969.6	1969.12	W	BBC
贝兹瑙 2	350	PWR	1971.10	1972.3	W	BBC
<b>乌克兰</b>						
切尔诺贝利 1(Chernobyl 1)	925	LGR	1977.8	1978.5	MTM	KTZ
切尔诺贝利 3	925	LGR	1981.6	1982.6	MTM	KTZ
赫梅利尼茨基 1(Khmel'ni- tskity 1)	950	PWR	1987.12	1988.8	MTM	LMZ
赫梅利尼茨基 2	950	PWR	—	未定	MTM	LMZ
赫梅利尼茨基 3	950	PWR	—	未定	MTM	LMZ
赫梅利尼茨基 4	950	PWR	—	未定	MTM	LMZ
罗夫诺 1(Rovno 1)	361	PWR	1980.12	1981.9	MTM	KTZ
罗夫诺 2	384	PWR	1981.12	1982.7	MTM	KTZ
罗夫诺 3	950	PWR	1986.11	1987.5	MTM	LMZ
罗夫诺 4	950	PWR	—	未定	MTM	LMZ
南乌克兰 1(South Ukraine 1)	950	PWR	1982.12	1983.10	MTM	KTZ
南乌克兰 2	950	PWR	1984.12	1985.4	MTM	KTZ
南乌克兰 3	950	PWR	1989.9	1989.12	MTM	LMZ
南乌克兰 4	950	PWR	—	未定	MTM	LMZ
扎波罗热 1(Zaporozhye 1)	950	PWR	1984.11	1985.4	MTM	KTZ

续表

国家或地区	净功率 (MW)	堆型	临界和商运日期		反应堆供应商	汽轮发电机组供应商
			临 界	商 运		
扎波罗热 2	950	PWR	1985.6	1985.10	MTM	KTZ
扎波罗热 3	950	PWR	1986.12	1987.1	MTM	KTZ
扎波罗热 4	950	PWR	1987.12	1988.1	MTM	KTZ
扎波罗热 5	950	PWR	1989.6	1989.10	MTM	KTZ
扎波罗热 6	950	PWR	—	未定	MTM	KTZ
<b>英国</b>						
科尔德霍尔 1(Calder Hall 1)	50	GCR	1956.5	1956.10	UKAEA	CAP
科尔德霍尔 2	50	GCR	1956.11	1957.3	UKAEA	CAP
科尔德霍尔 3	50	GCR	1958.3	1959.4	UKAEA	CAP
科尔德霍尔 4	50	GCR	1958.12	1959.5	UKAEA	CAP
查珀尔克罗斯 1 (Chapelcross 1)	50	GCR	1958.11	1959.3	UKAEA	CAP
查珀尔克罗斯 2	50	GCR	1959.2	1959.8	UKAEA	CAP
查珀尔克罗斯 3	50	GCR	1959.7	1959.12	UKAEA	CAP
查珀尔克罗斯 4	50	GCR	1959.11	1960.3	UKAEA	CAP
布拉德韦尔 1(Bradwell 1)	123	GCR	1961.8	1962.8	TNPG	CAP
布拉德韦尔 2	123	GCR	1962.4	1962.12	TNPG	CAP
特劳斯菲尼特 1(Trawsfynydd 1)	195	GCR	1964.9	1965.3	APC	RW
特劳斯菲尼特 2	195	GCR	1964.12	1965.4	APC	RW
丹季内斯 A1(Dungeness A1)	220	GCR	1965.6	1965.12	TNPG	CAP/AEI
丹季内斯 A2	220	GCR	1965.9	1965.12	TNPG	CAP/AEI
丹季内斯 B1	520	AGR	1982.12	1985.4	APC	CAP
丹季内斯 B2	520	AGR	1985.12	1985.12	APC	CAP
塞士威尔 A1(Sizewell A1)	210	GCR	1965.6	1966.3	EE/B&W/TW	EE
塞士威尔 A2	210	GCR	1966.1	1966.9	EE/B&W/TW	EE
塞士威尔 B	1188	PWR	—	1994	PPP	GEC
欣克利角 A1(Hinkley Point A1)	235	GCR	1964.4	1965.4	EE/B&W/TW	EE
欣克利角 A2	235	GCR	1964.10	1965.5	EE/B&W/TW	EE
欣克利角 B1	585	AGR	1976.9	1978.10	NPC	AEI/GEC
欣克利角 B2	585	AGR	1976.2	1976.9	NPC	AEI/GEC
奥德伯里 1(Oldbury 1)	217	GCR	1967.8	1967.12	TNPG	AEI/CAP
奥德伯里 2	217	GCR	1967.12	1968.9	TNPG	AEI/CAP
威尔法 1(Wylfa 1)	475	GCR	1969.12	1971.11	EE/B&W/TW	EE
威尔法 2	475	GCR	1970.9	1972.1	EE/B&W/TW	EE
哈特尔普尔 1(Hartlepool 1)	575	AGR	1983.6	1983.8	NNC	GEC
哈特尔普尔 2	575	AGR	1984.9	1984.10	NNC	GEC
希舍姆 A1(Heysham A1)	550	AGR	1983.4	1983.7	NNC	GEC
希舍姆 A2	550	AGR	1984.6	1984.10	NNC	GEC
希舍姆 B1(Heysham B1)	615	AGR	1988.6	1988.7	NNC	NEI

续表

国家或地区	净功率 (MW)	堆型	临界和商运日期		反应堆供应商	汽轮发电机组供应商
			临 界	商 运		
希舍姆 B2	615	AGR	1988.11	1988.11	NNC	NEI
亨特斯顿 B1(Hunterston B1)	625	AGR	1976.1	1976.6	TNPG	CAP
亨特斯顿 B2	625	AGR	1977.3	1977.3	TNPG	CAP
托内斯 1(Torness 1)	700	AGR	1987.9	1988.5	NNC	GEC
托内斯 2	700	AGR	1988.12	1989.2	NNC	GEC
唐瑞 PFR(Dounreay PFR)	250	LMFBR	1974.3	1976.8	UKAEA/TNPG	EE
<b>美国</b>						
帕洛弗迪 1(Palo Verde 1)	1221	PWR	1985.5	1986.1	C-E	GE
帕洛弗迪 2	1221	PWR	1986.4	1986.9	C-E	GE
帕洛弗迪 3	1221	PWR	1987.10	1988.1	C-E	GE
卡尔费特悬崖 1(Calvert Cliffs 1)	825	PWR	1974.10	1975.5	C-E	GE
卡尔费特悬崖 2	825	PWR	1976.11	1977.4	C-E	W
流浪者(Pilgrim)	670	BWR	1972.6	1972.12	GE	GE
布伦斯威克 1(Brunswick 1)	767	BWR	1976.10	1977.3	GE	GE
布伦斯威克 2	767	BWR	1975.3	1975.11	GE	GE
鲁滨逊 2(Robinson 2)	683	PWR	1970.9	1971.3	W	W
希伦哈里斯 (Shearon Harris)	860	PWR	1987.1	1987.5	W	W
佩里 1(Perry 1)	1205	BWR	1986.6	1987.11	GE	GE
佩里 2	1205	BWR	—	未定	GE	GE
布雷德伍德 1(Braidwood 1)	1120	PWR	1987.5	1988.7	W	W
布雷德伍德 2	1120	PWR	1988.3	1988.10	W	W
拜伦 1(Byron 1)	1105	PWR	1985.2	1985.9	W	W
拜伦 2	1105	PWR	1987.1	1987.8	W	W
德累斯顿 2(Dresden 2)	772	BWR	1970.1	1970.6	GE	GE
德累斯顿 3	772	BWR	1971.1	1971.11	GE	GE
拉萨尔 1(La Salle County 1)	1036	BWR	1982.6	1984.1	GE	GE
拉萨尔 2	1036	BWR	1984.3	1984.10	GE	GE
方城 1(Quad Cities 1)	769	BWR	1971.10	1973.2	GE	GE
方城 2	769	BWR	1972.4	1973.3	GE	GE
宰恩 1(Zion 1)	1040	PWR	1973.6	1973.12	W	W
宰恩 2	1040	PWR	1973.12	1974.9	W	W
哈德姆内克 (Haddam Neck)	590	PWR	1967.7	1968.1	W	W
印第安角 2(Indian Point 2)	970	PWR	1973.5	1974.8	W	GE
大岩角(Big Rock Point)	67	BWR	1962.9	1963.3	GE	GE
帕利塞兹(Palisades)	768	PWR	1971.5	1971.12	C-E	W
费米 2(Fermi 2)	1075	BWR	1985.6	1988.1	GE	GEC
卡托巴 1(Catawba 1)	1129	PWR	1985.1	1985.6	W	GE
卡托巴 2	1129	PWR	1986.5	1986.8	W	GE
麦克圭尔 1(McGuire 1)	1129	PWR	1981.8	1981.12	W	WE
麦克圭尔 2	1129	PWR	1983.5	1984.3	W	W

续表

国家或地区	净功率 (MW)	堆型	临界和商运日期		反应堆供应商	汽轮发电机组供应商
			临 界	商 运		
奥康尼 1(Oconee 1)	846	PWR	1973. 4	1973. 7	B & W	GE
奥康尼 2	846	PWR	1973. 11	1974. 9	B & W	GE
奥康尼 3	846	PWR	1974. 9	1974. 12	B & W	GE
比弗谷 1(Beaver Valley 1)	810	PWR	1976. 5	1976. 10	W	W
比弗谷 2	833	PWR	1987. 8	1987. 11	W	W
阿肯色-核 1-1 (Arkansas Nuclear One 1)	836	PWR	1974. 8	1974. 12	B & W	W
阿肯色-核 1-2	858	PWR	1978. 12	1980. 3	C-E	GE
大海湾(Grand Gulf)	1142	BWR	1982. 8	1985. 7	GE	Allis
沃特福德 3(Waterford 3)	1075	PWR	1985. 3	1985. 9	C-E	W
圣露西 1(St. Lucie 1)	839	PWR	1976. 4	1976. 12	C-E	W
圣露西 2	839	PWR	1983. 6	1983. 8	C-E	W
土耳其角 3(Turkey Point 3)	666	PWR	1972. 10	1972. 12	W	W
土耳其角 4	666	PWR	1973. 6	1973. 9	W	W
克里斯特尔河 3(Crystal River 3)	821	PWR	1977. 1	1977. 3	B & W	W
牡蛎湾(Oyster Creek)	610	BWR	1969. 5	1969. 12	GE	GE
三里岛 1(Three Mile Island 1)	786	PWR	1974. 6	1974. 9	B & W	GE
里弗本德(River Bend)	936	BWR	1985. 10	1986. 6	GE	GE
南得克萨斯 1(South Texas Project 1)	1250	PWR	1988. 3	1988. 8	W	W
南得克萨斯 2	1250	PWR	1989. 3	1989. 6	W	W
克林顿(Clinton)	930	BWR	1987. 2	1987. 4	GE	GE
库克 1(Donald C. Cook)	1020	PWR	1975. 1	1975. 8	W	GE
库克 2	1060	PWR	1978. 3	1978. 7	W	BBC
杜安阿诺德(Duane Arnold)	538	BWR	1974. 3	1975. 2	GE	GE
缅因扬基(Maine Yankee)	840	PWR	1972. 10	1972. 12	C-E	W
库珀(Cooper)	764	BWR	1974. 2	1974. 7	GE	W
锡布鲁克(Seabrook)	1150	PWR	1989. 6	1990. 7	W	GE
菲茨帕特里克(James A. Fitz Patrick)	757	BWR	1974. 11	1975. 7	GE	GE
印第安角 3(Indian Point 3)	965	PWR	1976. 4	1976. 8	W	W
九里角 1(Nine Mile Point 1)	610	BWR	1969. 9	1969. 12	GE	GE
九里角 2	1080	BWR	1987. 5	1988. 4	GE	GE
米尔斯通 1(Millstone 1)	660	BWR	1970. 10	1971. 3	GE	GE
米尔斯通 2	862	PWR	1975. 10	1975. 12	C-E	GE
米尔斯通 3	1146	PWR	1986. 1	1986. 4	W	GE
蒙蒂塞洛(Monticello)	536	BWR	1970. 12	1971. 6	GE	GE
普雷里岛 1(Prairie Island 1)	503	PWR	1973. 12	1973. 12	W	W
普雷里岛 2	500	PWR	1974. 12	1974. 12	W	W
卡尔洪堡(Fort Calhoun)	478	PWR	1973. 8	1973. 9	C-E	GE

续表

国家或地区	净功率 (MW)	堆型	临界和商运日期		反应堆供应商	汽轮发电机组供应商
			临 界	商 运		
代阿布洛峡谷 1 (Diablo Canyon 1)	1073	PWR	1984.4	1985.5	W	W
代阿布洛峡谷 2	1087	PWR	1985.8	1986.3	W	W
萨斯奎汉纳 1 (Susquehanna 1)	1032	BWR	1982.9	1983.6	GE	GE
萨斯奎汉纳 2	1038	BWR	1984.5	1985.2	GE	GE
利默瑞克 1 (Limerick 1)	1055	BWR	1984.12	1986.2	GE	GE
利默瑞克 2	1055	BWR	1989.8	1990.1	GE	GE
桃花谷 2 (Peach Bottom 2)	1100	BWR	1973.9	1974.7	GE	GE
桃花谷 3	1100	BWR	1974.8	1974.12	GE	GE
霍普河 (Hope Creek)	1031	BWR	1986.6	1986.12	GE	GE
塞勒姆 1 (Salem 1)	1106	PWR	1976.12	1977.6	W	W
塞勒姆 2	1106	PWR	1980.8	1981.10	W	GE
京纳 (R. E. Ginna)	470	PWR	1969.11	1970.7	W	W
萨默尔 (Virgil C. Summer)	885	PWR	1982.10	1984.1	W	GE
圣奥诺弗雷 2 (San Onofre 2)	1070	PWR	1982.7	1983.8	C-E	GEC
圣奥诺弗雷 3	1080	PWR	1983.8	1984.4	C-E	GEC
法利 1 (Joseph M. Farley 1)	814	PWR	1977.8	1977.12	W	W
法利 2	824	PWR	1981.5	1981.7	W	W
哈奇 1 (Edwin I. Hatch 1)	741	BWR	1974.9	1975.12	GE	GE
哈奇 2	761	BWR	1978.7	1979.9	GE	GE
沃格特勒 1 (Alvin W. Vogtle 1)	1100	PWR	1987.3	1987.6	W	GE
沃格特勒 2	1097	PWR	1989.3	1989.5	W	GE
贝尔丰特 1 (Bellefonte 1)	1213	PWR	—	未定	B & W	BBC
贝尔丰特 2	1213	PWR	—	未定	B & W	BBC
布朗斯弗里 1 (Browns Ferry 1)	1065	BWR	1973.8	1974.8	GE	GE
布朗斯弗里 2	1065	BWR	1974.7	1975.3	GE	GE
布朗斯弗里 3	1065	BWR	1976.8	1977.3	GE	GE
塞科亚 1 (Sequoyah 1)	1148	PWR	1980.7	1981.7	W	W
塞科亚 2	1148	PWR	1981.11	1982.6	W	W
瓦茨巴 1 (Watts Bar 1)	1177	PWR	—	1994	W	W
瓦茨巴 2	1177	PWR	—	未定	W	W
科曼奇峰 1 (Comanche Peak 1)	1150	PWR	1990.4	1990.8	W	Allis
科曼奇峰 2	1150	PWR	1993.3	1993.8	W	Allis
戴维斯-贝瑟 (Davis - Besse)	877	PWR	1977.8	1978.7	B & W	GE
卡勒韦 (Callaway)	1125	PWR	1984.10	1985.4	W	GE
佛芒特扬基 (Vermont Yankee)	504	BWR	1972.3	1972.11	GE	GE
北安娜 1 (North Anna 1)	911	PWR	1978.4	1978.6	W	W

续表

国家或地区	净功率 (MW)	堆型	临界和商运日期		反应堆供应商	汽轮发电机组供应商
			临 界	商 运		
北安娜 2	909	PWR	1980. 6	1980. 12	W	W
萨里 1(Surry 1)	781	PWR	1972. 7	1972. 12	W	W
萨里 2	781	PWR	1973. 3	1973. 5	W	W
WNP-1	1259	PWR		未定	B & W	W
WNP-2	1100	BWR	1984. 1	1984. 12	GE	W
WNP-3	1240	PWR		未定	C-E	W
波因特滩 1(Point Beach 1)	485	PWR	1970. 11	1970. 12	W	W
波因特滩 2	485	PWR	1972. 5	1972. 10	W	W
基瓦尼(Kewaunee)	503	PWR	1974. 3	1974. 6	W	W
沃尔夫河(Wolf Creek)	1135	PWR	1985. 5	1985. 9	W	GE

(根据《国外核新闻》1993年8月号整理)

## 世界已关闭的核电机组一览表

(截至1992年12月31日)

国 家	净功率(MW)	堆 型	开始运行日期	关闭日期
<b>亚美尼亚</b>				
亚美尼亚 1(Armenia 1)	408	PWR	1977. 10	1989. 2
亚美尼亚 2	408	PWR	1980. 5	1989. 3
<b>加拿大</b>				
道格拉斯角(Douglas Point)	216	PHWR	1968. 9	1984. 5
让蒂莱 1(Gentilly 1)	250	PHWR	1972. 5	1977. 6
<b>法国</b>				
希农 A1(Chinon A1)	70	GCR	1964. 2	1973. 4
希农 A2	210	GCR	1965. 2	1985. 6
希农 A3	480	GCR	1966. 8	1990. 6
舒兹 A(Chooz A)	310	PWR	1967. 4	1991. 10
马库尔 G2(Marcoule G2)	38	GCR	1959. 4	1980. 2
马库尔 G3	38	GCR	1960. 4	1984. 6
蒙达莱(Monts d'Arree)	70	GCHWR	1968. 3	1985. 7
圣洛朗 A1(Saint - Laurent A1)	480	GCR	1969. 6	1990. 4
圣洛朗 A2	515	GCR	1971. 11	1992. 5
<b>德国</b>				
贡德雷明根 A(Gundremmingen A)	237	BWR	1967. 4	1980. 1
林根	256	BWR	1968. 10	1979. 5
内德赖赫巴赫(Neideraichbach)	100	GCHWR	1973. 1	1974. 8
诺德 1(Nord 1)	408	PWR	1974. 7	1990. 12

续表

国 家	净功率(MW)	堆 型	开始运行日期	关闭日期
诺德 2	408	PWR	1975. 4	1990. 2
诺德 3	408	PWR	1978. 5	1990. 2
诺德 4	408	PWR	1979. 11	1990. 6
莱因斯贝格 1(Rheinsberg 1)	70	PWR	1966. 10	1990. 10
THTR - 300	296	HTGR	1987. 6	1989. 10
<b>意大利</b>				
加里利亚诺(Garigliano)	150	BWR	1964. 6	1982. 3
拉蒂纳(Latina)	153	GCR	1964. 1	1987. 12
特里诺维切累斯(Trino Vercellese)	260	PWR	1965. 1	1990. 6
卡奥索(Caorso)	860	BWR	1981. 12	1990. 6
<b>俄罗斯</b>				
别洛雅尔斯基 1(Beloyarskiy 1)	102	LGR	1964. 4	1983. ?
别洛雅尔斯基 2	146	LGR	1969. 12	1990. 1
新沃罗涅日斯基 1(Novovoronezh ski y 1)	265	PWR	1964. 12	1988. 2
新沃罗涅日斯基 2	336	PWR	1970. 4	1990. 8
特罗伊茨克 A(Troitsk A)	100	LGR	1958. 9	1989. ?
特罗伊茨克 B	100	LGR	1959. 12	1989. ?
特罗伊茨克 C	100	LGR	1960. 12	1989. ?
特罗伊茨克 D	100	LGR	1961. 12	1990. 11
特罗伊茨克 E	100	LGR	1962. 12	1990. 11
特罗伊茨克 F	100	LGR	1963. 12	1990. 11
VK - 50	50	BWR	1966. 1	1989. ?
<b>斯洛伐克</b>				
博胡尼斯 A1(Bohunice A1)	104	GCHWR	1972. 12	1979. 5
<b>西班牙</b>				
范德洛斯 1(Vandellos 1)	480	GCR	1972. 8	1989. 10
<b>乌克兰</b>				
切尔诺贝利 2(Chernobyl 2)	950	LGR	1979. 5	1991. 8
切尔诺贝利 4	950	LGR	1984. 4	1986. 4
<b>英国</b>				
伯克利 1(Berkeley 1)	138	GCR	1962. 11	1989. 3
伯克利 2	138	GCR	1962. 11	1988. 10
亨特斯顿 A1(Hunterston A1)	160	GCR	1964. 3	1990. 3
亨特斯顿 A2	160	GCR	1964. 9	1989. 12
温弗里斯 SGHWR (Winfrith)	92	HWLWR	1968. 2	1990. 9
<b>美国</b>				
BONUS	72	BWR	1964. 8	1968. 6
德累斯顿 1(Dresden 1)	200	BWR	1960. 7	1978. 10
费米 1(Fermi 1)	61	LMFBR	1966. 8	1972. 11
圣符伦堡(Fort st. Vrain)	330	HTGR	1979. 1	1989. 8
哈勒姆(Hallam)	75	LMGMR	1963. 11	1964. 9
汉福德 - N(Hanford - N)	860	LGR	1966. 7	1988. 2
亨博尔特湾 3(Humboldt Bay 3)	63	BWR	1963. 8	1976. 7
印第安角 1(Indian Point 1)	257	PWR	1963. 1	1974. 10
拉克罗斯(La Crosse)	50	BWR	1969. 11	1989. 4
博斯芬德(Pathfinder)	59	BWR	1966. 7	1967. 10
桃花谷 1(Peach Bottom 1)	40	HTGR	1967. 6	1974. 11

续表

国 家	净功率(MW)	堆 型	开始运行日期	关闭日期
兰乔赛可(Rancho Seco)	913	PWR	1975.4	1989.6
圣奥诺弗雷 1(San Onofre 1)	436	PWR	1968.1	1992.11
希平港(Shippingport)	60	PWR/LWBR	1957.12	1982.10
肖哈姆(Shoreham)	809	BWR	—	1989.5
三里岛 2(Three Mile Island)	880	PWR	1978.12	1979.3
特罗詹(Trojan)	1095	PWR	1976.5	1992.11
扬基(Yankee)	167	PWR	1961.7	1991.9

(根据《国外核新闻》1993年8月号整理)

## 附录表中所用的缩略语

AA: ASEA - Atom 阿西亚—原子能公司 (瑞典)	Alsthom: 阿尔斯通—大西洋公司 (法国)	地中海造船工业公司 (法国)
ABB: ASEA/Brown Boveri Holding Ltd. 阿西亚—勃朗·勃威力公司 (瑞典、瑞士)	Ansaldo: 昂萨尔多公司 (意大利)	CNNC: China National Nuclear Corporation 中国核工业总公司 (中国)
ACEC: Ateliers de Constructions de Charleroi S. A. 沙勒罗瓦电气器材公司 (比利时)	APC: Atomic Power Construction Ltd 原子动力建造有限公司 (英国)	COP: Cockerill Ougrec - Providence 科克瑞尔·乌格雷-普罗维德斯公司 (比利时)
ACECOWEN: ACEC/COP/Westinghouse 沙勒罗瓦/科克瑞尔·乌格雷-普罗维德斯/西屋财团 (比利时)	BBC: Brown Boveri et Cie 勃朗·勃威力股份公司 (瑞士)	DAE: Department of Atomic Energy 原子能部 (印度)
ACLF: ACEC/COP/C - L/Fra/Westinghouse 沙勒罗瓦/科克瑞尔·乌格雷-普罗维德斯/克雷索特-卢瓦尔/法马通/西屋财团 (法国)	BBR: Babcock - Brown Boveri Reaktor GmbH 巴布科克-勃朗·勃威力反应堆制造股份有限公司 (联邦德国)	EDF: Electricite de France 法国电力公司 (法国)
AECL: Atomic Energy of Canada Ltd. 加拿大原子能有限公司 (加拿大)	BHEL: Bharat Heavy Electric Ltd. 巴拉特重型电气公司 (印度)	EE: English Electric Co. Ltd. 英国电气有限公司 (英国)
AEE: Atomenergocexport 原子能出口公司 (俄罗斯)	B & W: Babcock & Wilcox Co. 巴布科克·威尔科克斯公司 (美国)	EEC: English Electric Co. Ltd. 英格利希电气有限公司 (加拿大)
AEG: Allgemeine Elektrizitäts-Gesellschaft, AEG 通用电气公司 (联邦德国)	BWR: boiling water reactor 沸水堆	Elektrosila: 列宁格勒电力厂 (俄罗斯)
AEI: Associated Electric Industries Ltd. 联合电气工业有限公司 (英国)	CAP: C. A. Parsons & Co., Ltd. C. A. 帕森斯有限公司 (英国)	ENB: Empresa Nacional Bazan 国营巴桑公司 (西班牙)
AGR: advanced gas - cooled reactor 改进型气冷堆	C - E: Combustion Engineering Inc. 燃烧工程公司 (美国)	ENSA: Equipos Nucleares SA 核设备公司 (西班牙)
Allis: Allis - Chalmers 艾利斯-查默斯公司 (美国)	CEA: Commissariat a l'Energie Atomique 原子能委员会 (法国)	FECNE: Nuclear Power Plant Equipment Factory 核动力厂设备制造厂 (罗马尼亚)
	CEM: Compagnie Electro Mechanique 电气机械公司 (法国)	Fra: Framatome 法马通公司 (法国)
	C - L: Creusot - Loire 克雷梭特-卢瓦尔公司 (法国)	FRAMACECO: Framatome/ACEC/COP 法马通/沙勒罗瓦/科克瑞尔·乌格雷-普罗维德斯财团 (比利时)
	CNIM: Constructions Navales et Industrielles de la Méditerranée	FUE: Power Equipment Factory 动力设备制造厂 (罗马尼亚)



Fuji; Fuji Electric Co. Ltd. 富士电气有限公司 (日本)	LMFBR; liquid metal fast breeder reactor 液态金属快中子增殖反应堆	动力工程项目公司 (英国)
GAAA; Groupement Atomique Alsacienne Atlantique 阿尔萨斯太平洋原子集团 (法国)	LMGMR; liquid metal graphite - moderated reactor 液态金属冷却石墨慢化反应堆	PWR; pressurized water reactor 压水堆
GCHWR; gas - cooled heavy - water moderated reactor 气体冷却重水慢化反应堆	LMZ; Leningradsky Metalichesky Zavod 列宁格勒设备制造厂 (俄罗斯)	Rateau; Rateau, Ste 拉托公司 (法国)
GCR; gas - cooled reactor 气冷堆	L & T; Larsen & Toubro 拉森·托布罗公司 (印度)	RDM; Rotterdamse Droogdok Maatschappij 鹿特丹造船公司 (荷兰)
GE; General Electric Co. 通用电气公司 (美国)	LWBR; light water breeder reactor 轻水增殖堆	RW; Richardsons Westgarth Ltd. 瑞查森斯·韦斯加思有限公司 (英国)
GEC; General Electric Co. 通用电气公司 (英国)	MEL; Mitsubishi Electric Corporation 三菱电机公司 (日本)	SEC; Shanghai Electric Co. 上海电气公司 (中国)
GECan; GE Canada 加拿大通用电气公司 (加拿大)	MHI; Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. 三菱重工业公司 (日本)	SHI; Sumitomo Heavy Industries Ltd. 住友重工业有限公司 (日本)
GETSCO; General Electric Technical Services Co. 通用电气技术服务公司 (美国)	Mitsubishi; 三菱公司 (日本)	Siemens; Siemens AG 西门子公司 (联邦德国)
GVM; Ganz Electrical Works 甘兹电气工厂 (匈牙利)	MTM; Mintyazhmash 重型机械工业部 (俄罗斯)	Skoda; Skoda Iron Works of Czechoslovakia 捷克斯洛伐克斯可达工厂
Hitachi; 日立公司 (日本)	NEI; Northern Engineering Industries 北方工程工业公司 (英国)	SL; Stal - Laval Turbin AB 斯达-拉伐尔汽轮机公司 (瑞典)
HTGR; high - temperature gas - cooled reactor 高温气冷堆	NEI - P; NEI - Parsons Ltd. NEI - 帕森斯有限公司 (加拿大)	Stork; Koninklijke Machinefabriek Stork 斯托克皇家机械制造厂 (荷兰)
HWLWR; heavy - water - moderated, boiling light - water - cooled reactor 重水慢化沸腾轻水冷却反应堆	Neyrpic; 尼尔皮克公司	TNPG; The Nuclear Power Group 核动力集团公司 (英国)
J-S; Jeumont - Schneider 热蒙-施奈德公司 (法国)	NIRA; Nucleare Italiana Reattori Avanzati 意大利先进核反应堆公司 (意大利)	Toshiba; Tokyo Shibaura Electric Company 东京芝浦电气公司, 东芝公司 (日本)
KHIC; Korea Heavy Industries and Construction Co. 韩国重工业和建造公司 (韩国)	Novatome; 诺瓦通公司 (法国)	Tosi; Franco Tosi SpA 弗兰柯·托西公司 (比利时)
KTZ; Kharkovsky Turbinny Zavod 哈尔科夫汽轮机制造厂 (乌克兰)	NNC; National Nuclear Corporation 国家核能公司 (英国)	TW; Taylor Woodrow Construction Ltd. 泰勒·伍德罗建设公司 (英国)
KWU; Kraftwerk Union AG 电站联盟公司或卡威屋公司 (联邦德国)	NPC; Nuclear Power Co. Ltd. 核动力有限公司 (英国)	UKAEA; United Kingdom Atomic Energy Authority 英国原子能管理局 (英国)
LaMeuse; 拉莫斯公司	NPC; Nuclear Power Corp. 核动力公司 (印度)	W; Westinghouse Electric Corporation 西屋电气公司 (美国)
LGR; light - water - cooled, graphite - moderated reactor 轻水冷却石墨慢化反应堆	PHWR; pressurized heavy - water - moderated and - cooled reactor 加压重水慢化和冷却反应堆	
	PPP; PWR Power Projects 压水堆	

Fuji; Fuji Electric Co. Ltd. 富士电气有限公司 (日本)	LMFBR; liquid metal fast breeder reactor 液态金属快中子增殖反应堆	动力工程项目公司 (英国)
GAAA; Groupement Atomique Alsacienne Atlantique 阿尔萨斯太平洋原子集团 (法国)	LMGMR; liquid metal graphite - moderated reactor 液态金属冷却石墨慢化反应堆	PWR; pressurized water reactor 压水堆
GCHWR; gas - cooled heavy - water moderated reactor 气体冷却重水慢化反应堆	LMZ; Leningradsky Metalichesky Zavod 列宁格勒设备制造厂 (俄罗斯)	Rateau; Rateau, Ste 拉托公司 (法国)
GCR; gas - cooled reactor 气冷堆	L & T; Larsen & Toubro 拉森·托布罗公司 (印度)	RDM; Rotterdamse Droogdok Maatschappij 鹿特丹造船公司 (荷兰)
GE; General Electric Co. 通用电气公司 (美国)	LWBR; light water breeder reactor 轻水增殖堆	RW; Richardsons Westgarth Ltd. 瑞查森斯·韦斯加思有限公司 (英国)
GEC; General Electric Co. 通用电气公司 (英国)	MEL; Mitsubishi Electric Corporation 三菱电机公司 (日本)	SEC; Shanghai Electric Co. 上海电气公司 (中国)
GECan; GE Canada 加拿大通用电气公司 (加拿大)	MHI; Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. 三菱重工业公司 (日本)	SHI; Sumitomo Heavy Industries Ltd. 住友重工业有限公司 (日本)
GETSCO; General Electric Technical Services Co. 通用电气技术服务公司 (美国)	Mitsubishi; 三菱公司 (日本)	Siemens; Siemens AG 西门子公司 (联邦德国)
GVM; Ganz Electrical Works 甘兹电气工厂 (匈牙利)	MTM; Mintyazhmash 重型机械工业部 (俄罗斯)	Skoda; Skoda Iron Works of Czechoslovakia 捷克斯洛伐克斯可达工厂
Hitachi; 日立公司 (日本)	NEI; Northern Engineering Industries 北方工程工业公司 (英国)	SL; Stal - Laval Turbin AB 斯达-拉伐尔汽轮机公司 (瑞典)
HTGR; high - temperature gas - cooled reactor 高温气冷堆	NEI - P; NEI - Parsons Ltd. NEI - 帕森斯有限公司 (加拿大)	Stork; Koninklijke Machinefabrick Stork 斯托克皇家机械制造厂 (荷兰)
HWLWR; heavy - water - moderated, boiling light - water - cooled reactor 重水慢化沸腾轻水冷却反应堆	Neyrpic; 尼尔皮克公司	TNPG; The Nuclear Power Group 核动力集团公司 (英国)
J-S; Jeumont - Schneider 热蒙-施奈德公司 (法国)	NIRA; Nucleare Italiana Reattori Avanzati 意大利先进核反应堆公司 (意大利)	Toshiba; Tokyo Shibaura Electric Company 东京芝浦电气公司, 东芝公司 (日本)
KHIC; Korea Heavy Industries and Construction Co. 韩国重工业和建造公司 (韩国)	Novatome; 诺瓦通公司 (法国)	Tosi; Franco Tosi SpA 弗兰柯·托西公司 (比利时)
KTZ; Kharkovsky Turbinny Zavod 哈尔科夫汽轮机制造厂 (乌克兰)	NNC; National Nuclear Corporation 国家核能公司 (英国)	TW; Taylor Woodrow Construction Ltd. 泰勒·伍德罗建设公司 (英国)
KWU; Kraftwerk Union AG 电站联盟公司或卡威屋公司 (联邦德国)	NPC; Nuclear Power Co. Ltd. 核动力有限公司 (英国)	UKAEA; United Kingdom Atomic Energy Authority 英国原子能管理局 (英国)
LaMeuse; 拉莫斯公司	NPC; Nuclear Power Corp. 核动力公司 (印度)	W; Westinghouse Electric Corporation 西屋电气公司 (美国)
LGR; light - water - cooled, graphite - moderated reactor 轻水冷却石墨慢化反应堆	PHWR; pressurized heavy - water - moderated and - cooled reactor 加压重水慢化和冷却反应堆	
	PPP; PWR Power Projects 压水堆	